



# **ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА**

*Н. А. Азаренков, Л. А. Булавин*

*И. И. Залюбовский*

*В. Г. Кириченко*

*И. М. Неклюдов*

*Б. А. Шиляев*

**Харьков – 2012**

**МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ**

**ХАРЬКОВСКИЙ НАЦИОНАЛЬНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ**

**ИМЕНИ В. Н. КАРАЗИНА**

*Н. А. Азаренков*

*Л. А. Булавин*

*И. И. Залюбовский*

*В. Г. Кириченко*

*И. М. Неклюдов*

*Б. А. Шиляев*

## **ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА**

### **ГЛАВА 5. ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ И ПРОИЗВОДСТВО ТОПЛИВА**

#### **ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

*Учебное пособие для студентов старших курсов,  
аспирантов и научных работников*

**Харьков - 2012**

УДК 621.039

ББК 31.4

Я –34

*Утверждено к печати решением ученого совета  
Харьковского национального университета имени В. Н. Каразина  
(протокол № 4 от 29.04.2011 г.)*

**Рецензенты:**

академик НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор В. Е. Сторижко,  
Институт прикладной физики НАНУ;  
член-корреспондент НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор,  
В. И. Слисенко, Институт ядерных исследований НАНУ;  
академик НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор Н. Ф. Шульга,  
Национальный научный центр «ХФТИ»

**Я –34 Ядерная энергетика:**

учебное пособие, Азаренков Н. А., Булавин Л. А., Залюбовский И.И.,

Кириченко В. Г., Неклюдов И. М., Шиляев Б. А. – Х. : ХНУ имени В. Н. Каразина, 2012. –  
535 с.

В пособии изложены основы функционирования ядерной энергетики и перспективы ее развития в XXI веке. Приведены основные исторические вехи создания и развития ядерной физики и энергетики, рассмотрены основы реакций деления и принципы создания реакторов различных типов. Рассмотрены типовые конструкции атомных электростанций и ядерных энергетических установок. Проанализированы способы создания замкнутого ядерного топливного цикла и перспективных типов ядерных реакторов.

Для студентов старших курсов, аспирантов и научных работников физико-технических и физико-энергетических специальностей.

Табл. 82. Ил. 274. Библиогр.: 48 назв.

УДК 5621.039

ББК 31.4

©Харьковский национальный университет имени В. Н. Каразина, 2012

ISBN 978-613-0-11482-4

© Азаренков Н. А., Булавин Л. А., Залюбовский И. И.,

Кириченко В. Г., Неклюдов И. М., Шиляев Б. А., 2012

© Дончик И. Н. дизайн обложки, 2012

## СОДЕРЖАНИЕ

### ГЛАВА 5. ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ И ПРОИЗВОДСТВО ТОПЛИВА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ 300

§ 5.1.	<i>Основы ядерного топливного цикла</i>	300
§ 5.2.	<i>Топливный цикл на необогащенном уране</i>	304
§ 5.3.	<i>Топливный цикл на обогащенном уране</i>	306
§ 5.4.	<i>Плутониевый топливный цикл</i>	309
§ 5.5.	<i>Ториевый топливный цикл</i>	311
§ 5.6.	<i>Основные этапы ядерного топливного цикла</i>	314
§ 5.6.1.	<i>Добыча природного урана</i>	314
§ 5.6.2.	<i>Обогащение урана</i>	320
§ 5.6.3.	<i>Изготовление ядерного топлива, ТВЭЛов и ТВС</i>	328
§ 5.6.4.	<i>Циркониевые сплавы для каналов, ТВС и ТВЭЛов</i>	332
§ 5.6.5.	<i>Производство ТВЭЛов для реакторов на тепловых ней-</i>	338
	<i>тронах</i>	
§ 5.7.	<i>Использование ядерного топлива в реакторе АЭС</i>	345
§ 5.8.	<i>Проблемы ядерного топливного цикла</i>	351

*Вклейка 1*

## ЛИТРАТУРА

Сведения об авторах

## ГЛАВА 5. ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ И ПРОИЗВОДСТВО ТОПЛИВА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

### § 5.1. Основы ядерного топливного цикла

Совокупность этапов сложной технологии изготовления ядерного топлива от добычи урановой руды, изготовления топливных элементов и использования их в ядерных реакторах деления до хранения и захоронения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) или его переработки и возвращения продуктов переработки в снабжающую топливом систему для повторного использования носит название ядерного топливного цикла (ЯТЦ). Сырьем для изготовления ядерного топлива атомной энергетики является природный уран из минералов различных рудных месторождений. Эффективность использования природных урановых ресурсов различными реакторными установками определяется экономикой ядерного топливного цикла.

Топливные циклы атомной энергетики классифицируются по типу используемого в реакторах ядерного топлива: урановый (уран-плутониевый), плутониевый, торий-урановый.

Урановые топливные циклы базируются на природном и обогащенном уране.

Топливный цикл атомной энергетики может быть замкнутым и открытым (разомкнутым). В замкнутом топливном цикле ядерное топливо после использования в реакторе отправляется на переработку с последующим полным или частичным возвращением продуктов переработки – урана и плутония – в топливный цикл атомной энергетики. В разомкнутом топливном цикле отработавшее в реакторе ядерное топливо после выдержки (~3 лет) направляется на длительное хранение или окончательное захоронение.

Так как сырьем для ядерного топлива современной ядерной энергетики является природный уран и получение энергии на АЭС связано с присутствием в естественном уране делящегося изотопа  $^{235}\text{U}$  в количестве 0,712% (остальное со-

ставляет неделящийся  $^{238}\text{U}$  – 99,28%), то это обстоятельство определяет протекание процессов внутриреакторного топливного цикла для топлива из обогащенного урана – выгорание изотопа  $^{235}\text{U}$ , образование шлаков – продуктов его деления и делящихся изотопов плутония ( $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ) из изотопа  $^{238}\text{U}$  (рис. 5.1).

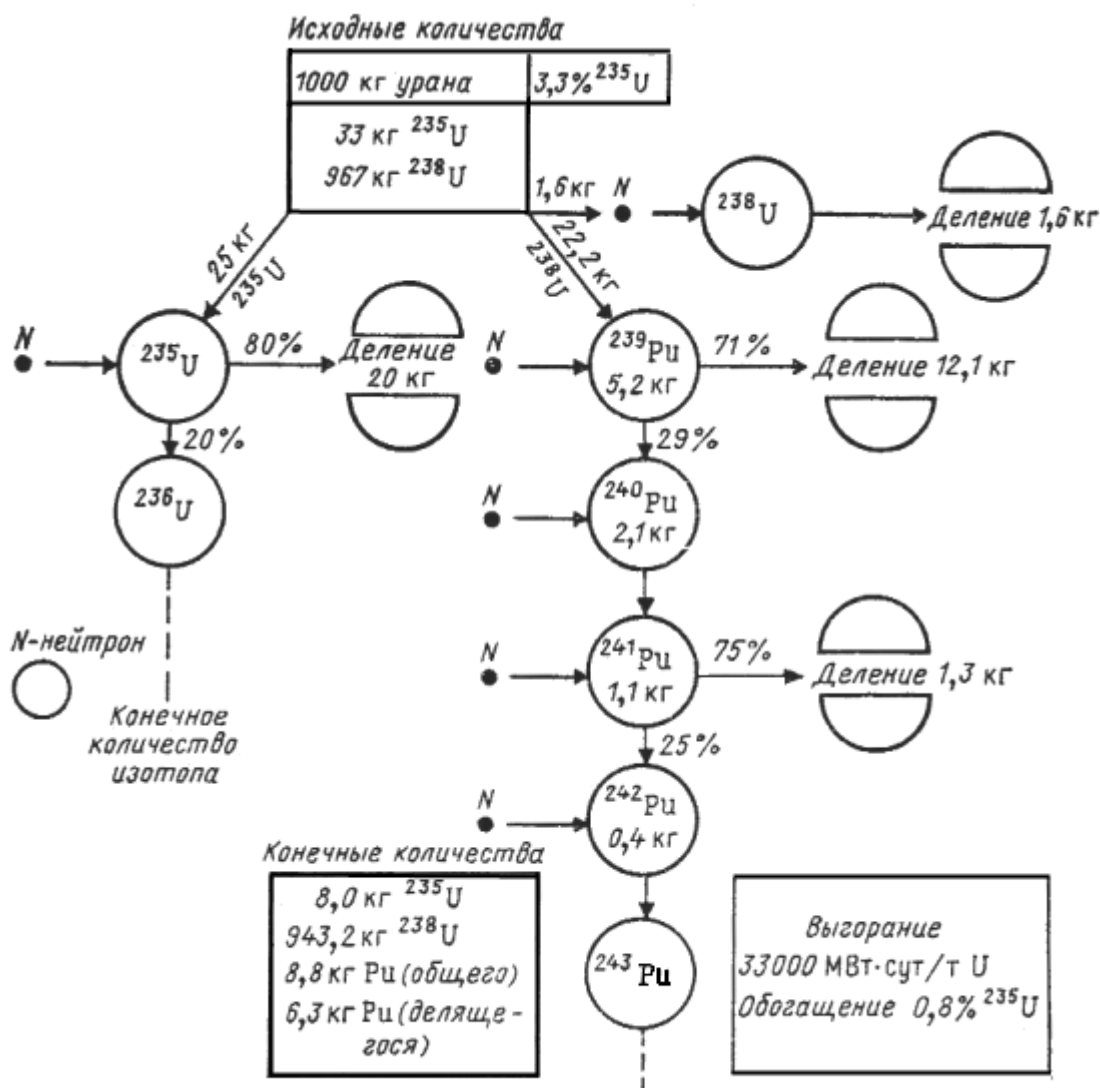


Рис. 5.1. Схема деления урана

Расход  $^{235}\text{U}$  последовательно уменьшается в процессе его деления, а из основного изотопа  $^{238}\text{U}$  при стационарном производстве энергии образуются делящиеся изотопы  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ . В течение всего срока службы активной зоны водородного реактора (ВВР) изотопы плутония вносят вклад ~40% в общее производство энергии при обогащении топлива ~3%  $^{235}\text{U}$ . Это уран-плутониевый топливный цикл.

Таким образом, более детально, ЯТЦ атомной энергетики включает в себя: добычу урановой руды, извлечение из нее урана, многопередельные процессы переработки уранового сырья в ядерное топливо, эффективное использование этого топлива в ядерных реакторах, транспортирование и химическую регенерацию отработавшего топлива (ОЯТ), выделение радиоактивных отходов (РАО) и примесей, их безопасное хранение и захоронение, многократный возврат регенерированного урана (рецикл) и накопленного в ОЯТ плутония в систему топливоснабжения ядерной энергетики. Типичная схема замкнутого ЯТЦ приведена на рисунке 5.2.

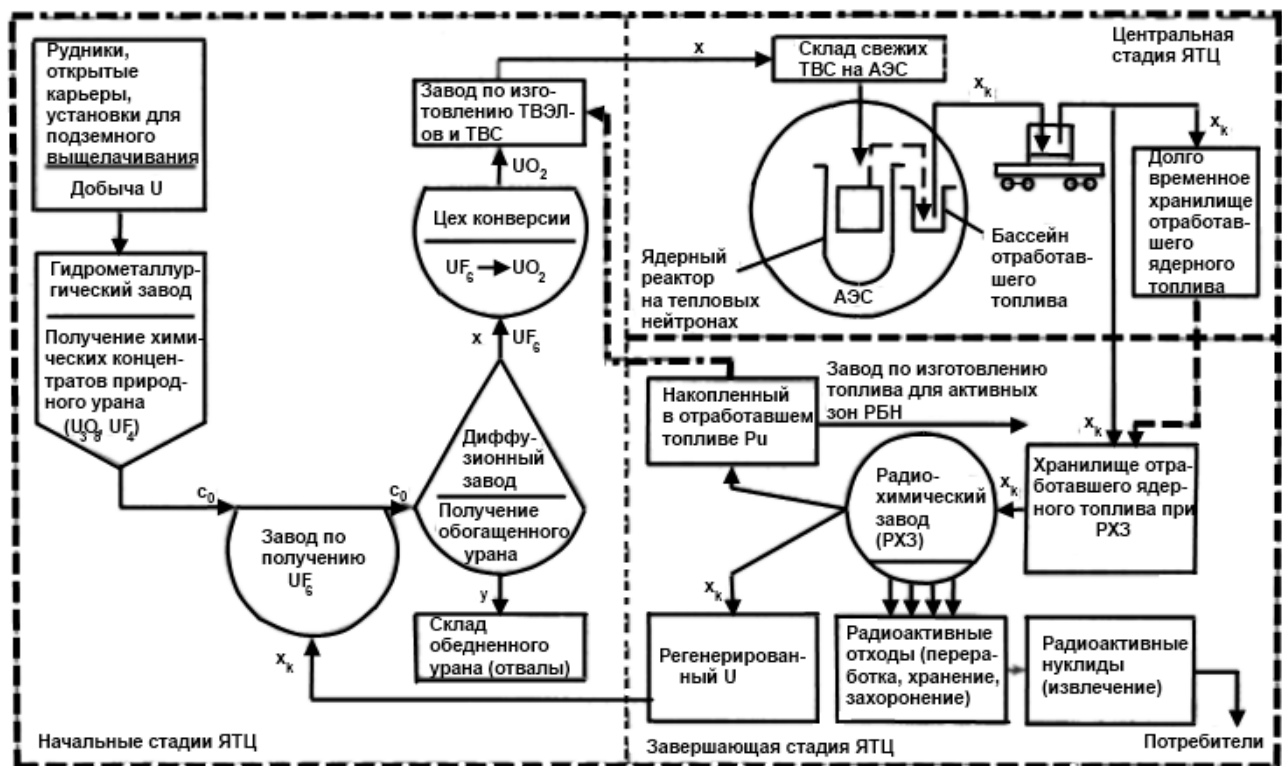


Рис. 5.2. Типичная схема замкнутого ЯТЦ при применении уранового топлива на АЭС с реакторами на тепловых нейтронах ( $c_0$ ,  $x$ ,  $y$ ,  $x_k$  — концентрации  $^{235}U$  в природном, обогащенном и отработавшем (регенерированном) топливе)

Эффективность и ценовые параметры ядерной энергетики определяются в основном стоимостью ЯТЦ. Она включает стоимость извлечения и размола урановой руды, превращения концентрата руды в гексафторид урана  $UF_6$ , превращения обогащенного урана в топливный материал  $UO_2$ , производства ТВЭЛов, вы-



горения топлива в активной зоне реактора, выгрузки, транспортировки и переработки ОЯТ, захоронения РАО, а также исходную стоимость урана и плутония.

Стоимость производства тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов) для ВВР составляет 15–20% общей стоимости производимой ими электроэнергии. Загрузка природного урана в активную зону ВВР мощностью ~1000 МВт (эл.) составляет ~180 т природного урана (рис. 5.3). Производство плутония в реакторах ВВР типа может понизить потребность в уране на одну треть (в реакторе ВВР типа ежегодно производится ~200 кг плутония).

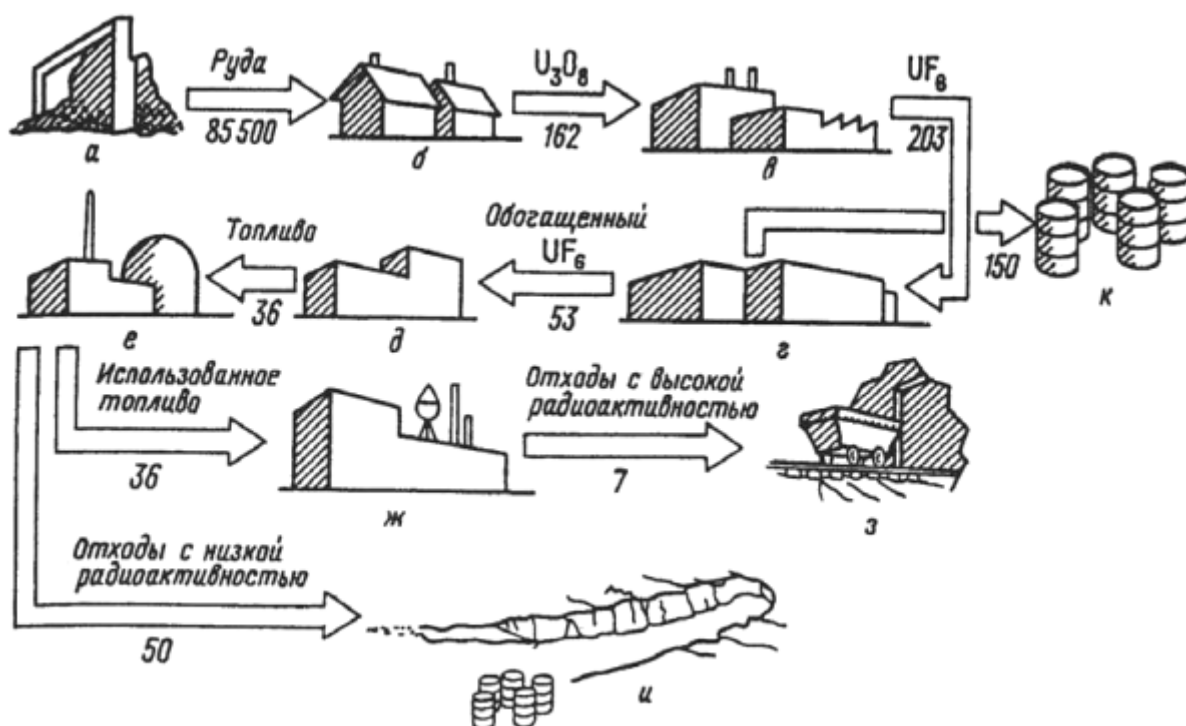


Рис. 5.3. Годовая потребность в топливных материалах (т) водо-водяного реактора электрической мощностью 1000 МВт

На экономические показатели использования ядерного топлива влияют: конструкция ТВЭЛов, стоимость реакторных узлов и процессов, режимы работы реактора. К стоимости ядерного топлива относят расходы на обеспечение безопасности реактора, а также облученного топлива.

Основной задачей создания ЯТЦ является минимизация его стоимости, оптимизация использования ядерного топлива и обеспечение необходимых топливных ресурсов.



Организация ЯТЦ включает в себя:

- 1) планирование, финансирование, закупки, расчеты и производство топлива до его загрузки в активную зону реактора;
- 2) планирование использования топлива в активной зоне;
- 3) управление топливным циклом.

Конструкция ТВЭЛов должна обеспечивать требуемые характеристики теплоотдачи, реактивности, удержания продуктов деления, прочности, надежности и безопасности в случае аварийных ситуаций. При этом должны выдерживаться такие экономические параметры, как высокая удельная мощность и выгорание, высокий коэффициент использования нейтронов. На 1 МВт (э) для ВВР необходимо около 40 ТВЭЛов и для ВВР-1000 (э) требуются 9 млн таблеток  $\text{UO}_2$ , заключенных в ТВЭЛы общей длиной 150 км.

Ограничения по выгоранию топлива до его перегрузки определяются его радиационными характеристиками и реактивностью. Ограничения по удельной мощности и выгоранию топлива оптимизируются с учетом их влияния на стоимость и размеры активной зоны, узлов, корпуса и противоаварийной защиты реактора. Конструкция активной зоны определяет степень обогащения топлива и его распределение, выбор регулирующих стержней и распределение стержней выгорающих поглотителей. Срок пребывания топлива в активной зоне определяется уровнем его выгорания ( $\text{МВт}\cdot\text{сут}/\text{кг U}$ ) и удельной мощностью, снимаемой с топливного стержня ( $\text{кВт}/\text{м}$ ). В реакторах ВВР пиковая мощность в стационарном режиме достигает 62  $\text{кВт}/\text{м}$ , в переходных процессах 82  $\text{кВт}/\text{м}$ , отношение пиковой мощности к средней равно 2,8–2,0. На поведение оболочек ТВЭЛов влияют давление продуктов деления, ослабление связи между топливом и оболочкой, радиационные повреждения материала оболочки (распухание, потеря пластичности, радиационная ползучесть, коррозия).

## **§ 5.2. Топливный цикл на необогащенном уране**

Топливный цикл на природном уране состоит из следующих звеньев: добыча урановой руды, получение урановых концентратов, изготовление топлива,

производство тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), облучение ТВЭЛов в ядерном реакторе, переработка отработавшего топлива (отделение невыгоревшего урана-235, урана-238 и плутония от продуктов реакции деления).

Топливный цикл атомных электростанций на природном уране – разомкнутый. Нарботанный плутоний из такого отработавшего уранового топлива не используется, он накапливается для последующего его использования в реакторах на быстрых нейтронах; регенерат урана, содержащий небольшое количество урана-235 (2–5 кг/т), непригоден в качестве основного топлива. Это наиболее простой топливный цикл, в нем отсутствует обогащение природного урана ураном-235, регенерация извлекаемого из отработавшего ядерного топлива урана не влияет на работу атомных электростанций и может рассматриваться как самостоятельное производство. Для АЭС, работающих по такому топливному циклу, характерны небольшие первоначальные затраты на ядерное топливо. Эти затраты могут окупаться накопленным плутонием, так как его содержание в отработавшем ядерном топливе может достигать ~3 кг Pu/т ОЯТ.

На таком топливе из природного урана работают тяжеловодные (замедлитель – тяжелая вода  $D_2O$ ) и уран-графитовые реакторы с газовым теплоносителем. Топливом таких реакторов является металлический природный уран, энергонапряженность ядерного топлива и его выгорание – низкие.

Поэтому АЭС, работающие на природном уране, имеют большие капиталовложения на киловатт установленной мощности и требуют высокой производительности предприятий внешнего топливного цикла, стоимость которых высока.

Тяжеловодные реакторы отличаются низким годовым расходом урана и малыми первоначальными финансовыми вложениями в топливный цикл (таблица 5.1).

**Таблица 5.1. Потребление урана реакторами различных типов мощностью**

**$N_{эл}=1000 \text{ МВт}$  при  $\varphi=0$**

Показатель	Тип реактора на тепловых нейтронах				Размножитель на быстрых нейтронах
	Легководный	Тяжеловодный	Усовершенствованный газографитовый	Высокотемпературный газографитовый	
Начальная	450-558	131	544	153	640

загрузка природного урана, т					
Расход природного урана, т/год	125-140	89	136	127	155
Производство плутония кг/год	215	320	170	112	600
Полный расход природного урана за 30	4178	2711	4480	3850	700

Из этого следует, что в случае возрастания цены на природный уран (например, при высоких темпах развития атомной энергетики) топливный цикл на природном уране с тяжеловодными реакторами может оказаться перспективным.

### **§ 5.3. Топливный цикл на обогащенном уране**

В топливном цикле атомной энергетики на обогащенном уране необходимы предприятия по обогащению природного урана ураном-235, количество которого в природном уране равно 0,72%. Топливный цикл на обогащенном уране также может быть замкнутым и разомкнутым. Разомкнутый топливный цикл целесообразен при низком начальном обогащении уранового топлива (2–4%). Увеличение в ядерном топливе начальной концентрации делящегося урана-235 улучшает нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора: возрастает коэффициент деления  $\eta$  – количество новых нейтронов деления в расчете на поглощенный первичный нейтрон. Это позволяет повысить энергонапряженность и глубину выгорания топлива, увеличить температуру активной зоны реактора и его термодинамический к.п.д., использовать в активной зоне жаропрочные материалы (нержавеющую сталь) и обычную воду  $H_2O$  в качестве замедлителя и теплоносителя, применять в качестве топлива оксиды –  $UO_2$  и нитриды –  $UN_2$  урана, уменьшить размеры реактора. Это приводит к уменьшению капиталовложений в строительство АЭС, сокращению потоков ядерного топлива через предприятия внешнего топливного цикла и снижению себестоимости вырабатываемой электроэнергии.

Обогащение природного урана ураном-235 приводит к повышению стоимости ядерного топлива из-за увеличения количества необходимых для этого процесса урановых ресурсов, причем эффективность использования природного урана уменьшается (см. табл. 5.1, рис. 5.4).



*Рис. 5.4. Схема уран-плутониевого цикла на обогащенном уране*

Однако снижение затрат на капитальное строительство АЭС, возможности улучшения технико-экономических характеристик реакторных установок, повышения их единичной мощности (свыше 1000 МВт) привели к тому, что в настоящее время проектируются и строятся в основном реакторные установки, работающие на обогащенном уране (водо-водяные под давлением, каналные уран-графитовые, водо-водяные кипящие и т.д.).

ЗАЭС первой из атомных электростанций Украины с реакторами типа ВВЭР создала на своей площадке сухое хранилище отработавшего ядерного топлива (СХОЯТ) (вклейка 1. рис. 116).

Оно представляет собой специальную площадку размером  $64 \times 186 \text{ м}^2$ . На ней размещены контейнеры с отработавшим ядерным топливом, каждый из которых состоит из двух компонентов: внутреннего (многоместная корзина хранения) и внешнего (вентилируемого бетонного контейнера). Контейнеры обеспечивают сухое, герметичное и безопасное хранение топливных сборок. Хранилище рассчитано на 380 контейнеров. В них можно поместить 9000 сборок с ОЯТ (отработавшее топливо Запорожской АЭС за весь период ее эксплуатации). Благодаря СХОЯТ отработавшее топливо ЗАЭС сможет храниться в течение 50 лет – до времени его дальнейшей переработки или захоронения.

В реакторах на тепловых нейтронах с урановым топливом до 40% вырабатываемой электроэнергии обязано «сгоранию» плутония-239, который в процессе работы реактора нарабатывается из урана-238 при «сжигании» урана-235. Отработавшее топливо этого топливного цикла содержит  $\sim 10,5 \text{ кг}$  плутония на 1 т ОЯТ, который может быть химически выделен при переработке и возвращен в топливный цикл, заменяя уран-235 (рис. 5.4) в виде смешанного уран-плутониевого МОХ-топлива.

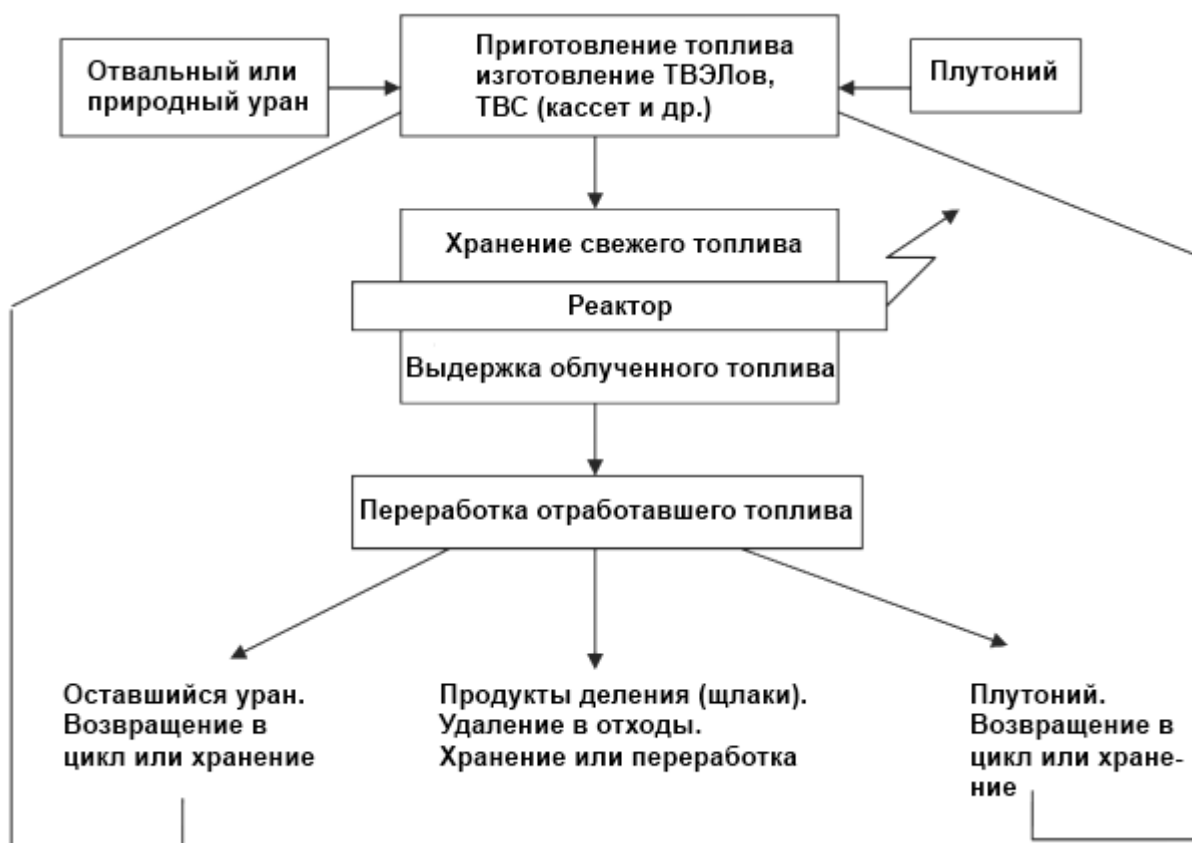
#### § 5.4. Плутониевый топливный цикл

Этот топливный цикл может быть создан только после наработки плутония в урановом топливном цикле из урана-238 в реакторах на тепловых нейтронах. Получаемый из урана-238 плутоний содержит изотопы  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ . Из них  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$  делятся тепловыми нейтронами, а изотопы  $^{240}\text{Pu}$  и  $^{242}\text{Pu}$  тепловыми нейтронами не делятся. Энергетическая ценность плутония такого изотопного состава при «сжигании» в реакторах на тепловых нейтронах примерно эквивалентна энергетической ценности урана-235. В реакторах на быстрых нейтронах в реакции деления участвуют все изотопы плутония, включая  $^{240}\text{Pu}$  и  $^{242}\text{Pu}$ , что повышает энергетическую ценность плутония, извлеченного из отработавшего топлива реакторов на тепловых нейтронах, приблизительно на 30%.

Плутоний может заменить уран-235 в урановом топливном цикле. В этом случае АЭС с реакторами на тепловых нейтронах будут работать по плутоний-

урановому топливному циклу, используя смешанное уран-плутониевое МОХ-топливо.

Однако наиболее эффективно использование плутония в реакторах на быстрых нейтронах. На рис. 5.5 представлена схема плутониевого топливного цикла.



*Рис. 5.5. Схема плутониевого цикла с реакторами на быстрых нейтронах*

При изготовлении ТВЭЛов для зон воспроизводства реакторов на быстрых нейтронах используется природный или обедненный уран (из отвалов заводов по обогащению топлива для реакторов на тепловых нейтронах). Для активной зоны используется плутоний, наработанный в урановом или плутониевом топливных циклах.

Только в плутониевом топливном цикле производятся различные по конструкции и составу топливные элементы (ТВЭЛы) для работы в активной зоне и в зоне воспроизводства вторичного топлива.

При загрузке активной зоны реактора на быстрых нейтронах плутонием возникает избыток нейтронов для воспроизводства вторичного ядерного топли-

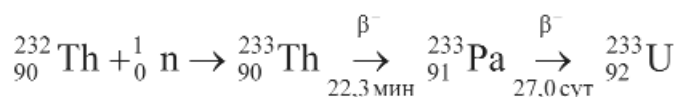
ва ( $\eta=2,88$ ). Чтобы достичь такого избытка нейтронов и равной величины  $\eta$  при загрузке активной зоны быстрого реактора урановым топливом, необходимо его обогащение ураном-235 порядка 15%, коэффициент воспроизводства ядерного топлива (отношение количества образованных ядер вторичного топлива к количеству разделившихся ядер) в реакторах на быстрых нейтронах может достигать 1,5–1,7 (теоретически 2,5). Высокая энергонапряженность и глубина выгорания топлива, высокая температура активной зоны (более 600 °C), сложность в организации теплосъема снижают значения коэффициента воспроизводства до 1,3–1,4.

В отличие от других топливных циклов в плутониевом топливном цикле на скорость накопления нового ядерного топлива влияет не только режим работы быстрого реактора (коэффициент использования установленной мощности – КИУМ), но и время пребывания нового топлива и его потери при переработке на предприятиях внешнего топливного цикла. Поэтому эффективность расширенного воспроизводства ядерного топлива определяется временем удвоения последнего. Для современных реакторов на быстрых нейтронах время удвоения ядерного топлива составляет 15–16 лет. Если время удвоения ядерного топлива будет меньше времени удвоения мощности атомной энергетики (работающей на таком топливе), то потребность в ядерном топливе из внешних источников исчезает. В этом случае потребность в природном уране сократится до минимума, определяемого количеством урана-238 для загрузки зон воспроизводства с учетом различных потерь. В настоящее время по стоимости химико-технологической переработки вторичного топлива и извлечения из него плутония, потребности в природном уране, капитальным затратам на строительство реакторов на быстрых нейтронах и себестоимости вырабатываемой электроэнергии плутониевый топливный цикл значительно уступает урановому топливному циклу с реакторами на тепловых нейтронах.



## § 5.5. Ториевый топливный цикл

Единственными сырьевыми материалами в природе, используя которые можно с помощью нейтронов создать расширенное воспроизводство ядерного топлива, являются уран-238 и торий-232. Воспроизводство ядерного топлива требует избыточных нейтронов, и их количество в расчете на каждый поглощенный делящимся атомом нейтрон должно быть больше 2 ( $\eta > 2$ ). Высокоэнергетический спектр нейтронов быстрого реактора создает такие условия для плутония-239: при этих энергиях нейтронов  $\eta = 2,88$ . Для урана-235 величина  $\eta = 2,39$  ниже в этом энергетическом спектре нейтронов (при обогащении 15%). Торий-232, как и уран-238, тепловыми нейтронами не делится, но в реакции радиационного захвата теплового нейтрона образует отсутствующий в природе новый делящийся элемент уран-233 (сечение 7,40 барн):



с периодом полураспада  $T_{1/2} = 1,59 \cdot 10^5$  лет.

Уран-233 по своим характеристикам делящегося тепловыми нейтронами элемента превосходит уран-235: сечение деления  $\sigma_{\text{дел}} = 531$  барн; выход нейтронов на деление  $\nu = 2,49$ ; коэффициент деления  $\eta = 2,29$ . По количеству новых нейтронов  $\eta$ , образованных при делении в расчете на каждый поглощенный нейтрон, уран-233 превосходит уран-235 на ~11% (для урана-235 и тепловых нейтронов  $\eta = 2,07$ ).

Энергетический спектр тепловых нейтронов является наиболее подходящим для воспроизводства урана-233. В реакторах на тепловых нейтронах коэффициент воспроизводства может составлять 1,0–1,05. Благодаря воспроизводству делящегося урана-233 открывается возможность вовлечения в производство энергии новых природных ресурсов в качестве исходного сырья для ядерно-энергетических установок. Это позволит значительно снизить потребности в природном уране, который будет нужен только для активных зон вновь строящихся ядерных реакторов.

Реактор-размножитель ядерного топлива на тепловых нейтронах из природного тория-232 производит делящийся уран-233. Реактор этого типа может иметь активную зону, содержащую смесь тория-232 и урана-233, окруженную зоной воспроизводства из тория-232. При отсутствии урана-233 (на начальном этапе развития) активная зона может состоять из смеси урана-235 и тория-232, но при этом потери нейтронов достигают 3% и коэффициент воспроизводства будет невысоким –  $\sim 0,6$  (это скорее коэффициент конверсии); коэффициент воспроизводства повышается при использовании урана-233 вместо урана-235. В связи с небольшим коэффициентом воспроизводства ( $\geq 1$ ) необходимо свести к минимуму паразитный захват нейтронов в конструкционных материалах активной зоны и зоны воспроизводства (так как экономика торий-урановых систем очень сильно зависит от достижимого коэффициента конверсии). В таких реакторах для замедления нейтронов используют материалы, слабо поглощающие нейтроны (графит, тяжелую воду  $D_2O$ ). Расчеты показывают, что можно достичь коэффициента воспроизводства, равного 1,06.

Этот топливный цикл перспективен для систем на расплавленных солях и в газографитовых реакторах. В жидкосолевом реакторе используются соединения урана  $UF_4$  и тория  $ThF_4$  в эвтектическом сплаве  $BeF$ ,  $ZrF_4$ ,  $NaF$  (или  ${}^7LiF$ ). Система на расплавленных солях имеет несколько преимуществ:

- активная зона реактора не содержит поглощающих нейтроны конструкционных материалов;
- теплоносителем является расплав солей, проходящий через активную зону;
- можно непрерывно удалять «шлаки» – продукты реакции деления;
- можно непрерывно заменять ядерное топливо;
- исключаются затраты на производство тепловыделяющих элементов;
- радиационное повреждение расплавленных солей меньше, чем твердых материалов;
- можно получить коэффициент воспроизводства 1,07, т.е. получить избыточный коэффициент воспроизводства 7%.

Температура жидких солей в активной зоне реактора достигает  $\sim 700^\circ\text{C}$ , давление – близкое к атмосферному, термодинамический к.п.д. реактора более 40%. Газографитовый реактор с гелиевым теплоносителем в ториевом топливном цикле теоретически способен воспроизводить больше делящегося вторичного топлива, чем расходовать. Но запас этот невелик.

Преимущества ториевого топлива:

- Высокая температура плавления металлического тория ( $1700^\circ\text{C}$ ).
- Более высокая радиационная стойкость.
- Меньшая радиационная опасность.
- Большая стабильность химических соединений и меньшая химическая активность.
- $\text{ThO}_2$  характеризуется более высокой температурой плавления ( $3370^\circ\text{C}$ ) и теплопроводностью.
- $\text{ThO}_2$  имеет более низкий температурный коэффициент и более высокую длительность облучения по сравнению с оксидами  $U$  и  $Pu$ .
- Высокая степень выгорания.
- Возможность использования всего добываемого тория в ядерных реакторах.
- Природные ресурсы более чем втрое превышают запасы  $U-238$

Проблемы ториевого цикла:

- в реакторе на  $\text{Th-232}$  сначала образуется  $\text{Th-233}$  и  $\text{Pa-233}$  с периодом полураспада 27 суток, а затем уже –  $U-233$ ;
- высокая радиоактивность  $U-233$ ;
- невозможность изготовления тепловыделяющих элементов в открытых условиях;
- конструкция реактора работающего только на тории не может быть реализована;
- рано или поздно наработанный  $U-233$  придется выделить и включить в состав высокоэффективных ТВЭЛов. Это означает, что переработка является неотъемлемой частью стабильного ториевого цикла;

- при переработке  $\text{ThO}_2$  растворяется не так легко, как  $\text{UO}_2$ ;

Недостатком ториевого топливного цикла является отсутствие полностью разработанной технологии переработки облученного топлива. В настоящее время ториевый топливный цикл не нашел широкого применения.

## § 5.6. Основные этапы ядерного топливного цикла

### § 5.6.1. Добыча природного урана

Уран широко распространен в природе. Значительные его количества обнаружены во многих горных породах и в океанах. Средняя концентрация урана в земной коре  $\sim 4 \cdot 10^{-6}$  г/г породы. Средняя концентрация урана в океанических водах  $1,3 \cdot 10^{-6}$  г/л. Известно около  $\sim 200$  минералов, содержащих уран в более высоких количествах. Оценка ресурсов урана определяется масштабом работ и территорией, охваченной геологической разведкой. Особо при этом выделяются запасы тех месторождений, которые приемлемы для промышленного использования. Запасы урана в недрах оцениваются ежегодно МАГАТЭ и АЯЭ ОЭСР, публикуются данные о производстве природного урана (табл. 5.2, 5.3), спросе на него, стоимости переработки и получения основного сырья – концентрата закиси урана  $\text{U}_3\text{O}_8$ . В основном ведутся разработки урана с содержанием в рудах  $\text{U}_3\text{O}_8$  более 0,1%.

Техника разведки урановых руд включает радиометрическую аэрофотосъемку, анализ воды и почвы на наличие урана и радона, гамма-каротаж скважин и цветную аэрофотосъемку местности. Открытая добыча урановых руд производится до глубины 100 м. От разведки месторождений до их вывода на проектную мощность добычи проходит в среднем около 8 лет. Среднее содержание урана в промышленной руде составляет  $\sim 0,22\%$   $\text{U}_3\text{O}_8$ . При столь малой концентрации для извлечения 1 т урана требуется добыть и переработать  $\sim 1000$  т рудной массы, предварительно освобожденной от пустой породы, т.е. после обогащения руды.

**Таблица 5.2. Крупнейшие современные и потенциальные экспортеры урана (64% мировых запасов и 86% производства)**

Группа стран	Страна	Запасы и ресурсы, т	Производство в 2004 г., т	Возможное расширение производства к	Прирост, т

				2010 г., т	
I	Казахстан Узбекистан Украина	1126099 249941 >300000	3719 2087 1000	14900 3100 2000	11181 1013 1200
II	Намибия ЮАР Бразилия	310845 450896 578700	3039 747 300	6000 3000 2000	2253 1700
III	Канада Австралия	593800 1143000	11597 8982 3245	16425 19000 3800	4828 10018
Всего					35709

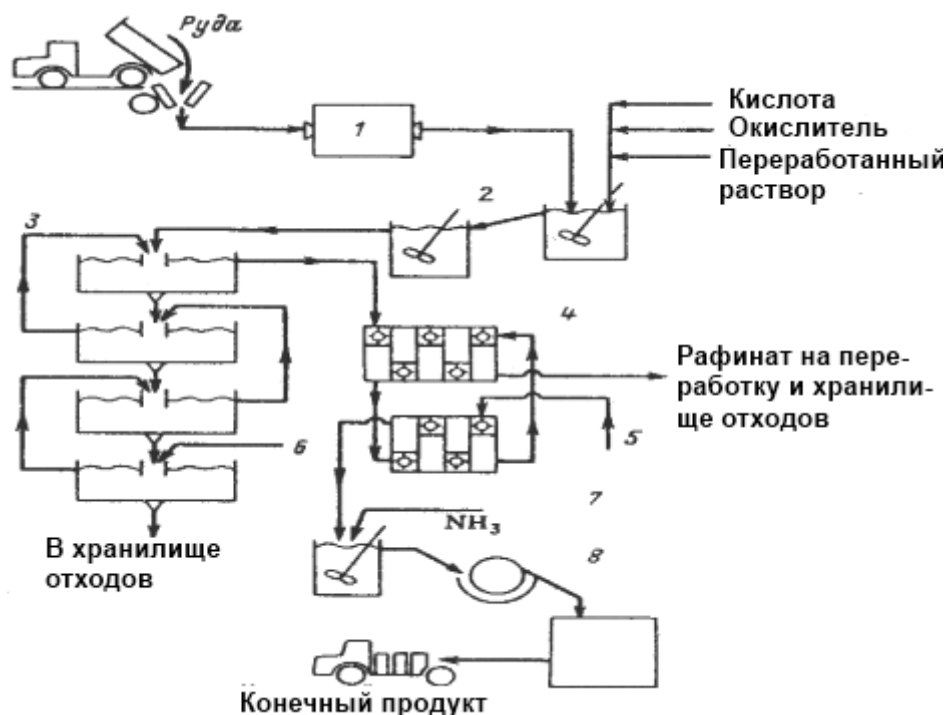
**Таблица 5.3 Производство урана, т**

Страна	До 2003 г.	2003 г.	2004 г.	2005 г.
Канада	364652	10455	11597	11800
Австралия	105731	7573	8982	8980
Казахстан	95082	3327	3719	4175
Россия	119963	3073	3280	3275
Нигер	87859	3156	3245	3400
Намибия	76699	2037	3039	3500
Узбекистан	99562	1603	2087	2300
Украина	70000	1000	1000	1000
США	355713	769	878	835
ЮАР	152547	763	747	848
Китай	8865	790	730	730
Чехия	108197	452	412	320
Бразилия	1369	230	300	340
Индия	7733	230	230	230
Другие	332606	194	127	127
Всего	2034731	35601	40373	41360

Самой современной технологией извлечения урана из руды (до 90–95%) является гидрометаллургическая, которая требует превращения руды путем дробления и помола в рудную муку (порошкообразное состояние). Извлечение урановых оксидов из мелкоразмолотой руды связано с расходом больших количеств воды и химических реагентов.

В зависимости от химического и минералогического состава руд для выщелачивания применяются кислотные или щелочные реагенты – серная, азотная, фтористоводородная кислоты или карбонаты щелочных элементов. В случае использования кислотного раствора предпочтительными являются методы селективной экстракции или ионного обмена.

На рис. 5.6 представлена схема основных этапов переработки урановой руды.



*Рис. 5.6. Схема основных стадий переработки урановой руды: 1 – дробление и измельчение; 2 – выщелачивание; 3 – селективное выделение урана из растворов и пульп; 4, 7 – селективная экстракция; 5 – десорбция; 6 – промывка водой; 8 – осаждение, сушка и упаковка*

Поступающая с рудников руда измельчается до состояния мелкого песка. При мокром измельчении получаемая суспензия подается в контур выщелачивания, куда добавляется кислота. Для многих руд необходимо добавлять окислитель, чтобы перевести уран в шестивалентное состояние, соединения которого имеют высокую растворимость. После выщелачивания производят разделение жидкой и твердой фаз. Уран извлекают из раствора методом селективной экстракции или ионного обмена.

Уран осаждается, обезвоживается и высушивается, упаковывается и отправляется на металлургический завод для получения чистого урана или его соединений (рис. 5.7).

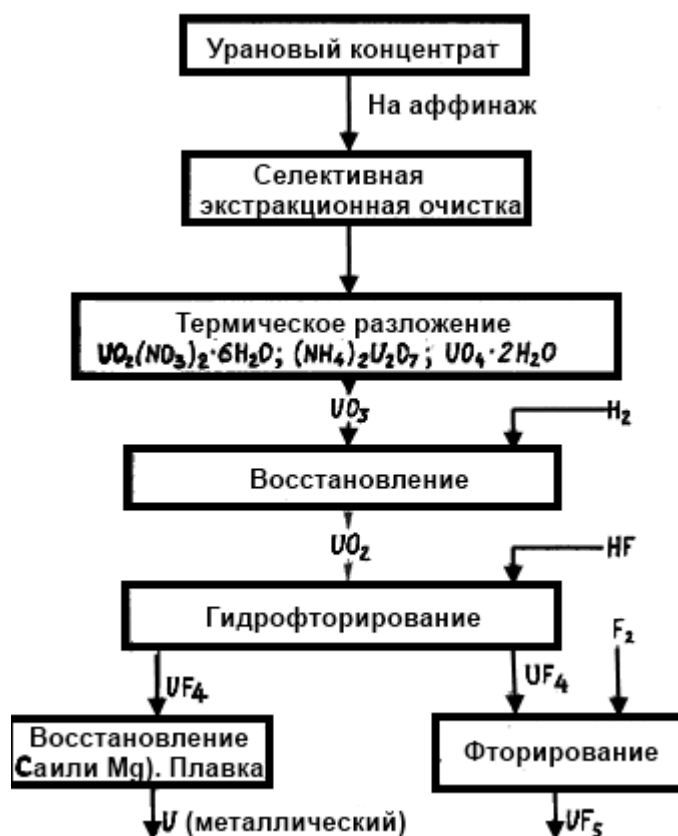


Рис. 5.7. Схема процессов получения чистых продуктов  $UO_2$ ,  $UF_6$  и металлического урана

Концентраты природного урана подвергаются тонкой очистке от примесей. Для этого урановые концентраты растворяют в азотной кислоте. При этом закись-оксид урана переводится в уранилнитрат.

Экстракция урана проводится в растворе трибутилфосфата в керосине. Тонкая очистка позволяет снизить содержание элементов, обладающих большим сечением захвата нейтронов, таких как бор, кадмий, и редкоземельных элементов до миллионных долей процента. При этом уменьшается и содержание других элементов. В результате тонкой очистки получают один из оксидов урана –  $UO_2$ ,  $UO_3$  или  $U_3O_8$ . Это еще не ядерное топливо, а урановое топливное сырье. Оксиды урана превращают в газообразный гексафторид  $UF_6$ , используемый в производстве обогащенного урана.

В таблице 5.4 представлены составляющие стоимости 1 т урановой руды и 1 кг  $U_3O_8$ .



**Таблица 5.4. Типичные эксплуатационные и капитальные затраты и удельная стоимость производства 1 т урановой руды и 1 кг  $U_3O_8$  в США**

Вид затрат	Эксплуатационные, дол/т руды		Капитальные, дол/т руды		Эксплуатационные дол/т $U_3O_8$		Капитальные дол/т $U_3O_8$	
Разведка и подготовительные работы	-	-	2,29	4,52	-	-	1,80	3,50
Добыча руды: открытым подземным способом	1,85 8,15	3,77 22,27	5,19 6,09	8,08 9,23	1,30 6,30	3,40 18,10	4,10 4,80	6,35 7,26
Транспортирование руды	0,75	0,94	-	-	0,60	0,75	-	-
Налог на недра: при открытой добыче при подземной добыче	0,94 1,34	1,67 2,37	- -	- -	0,70 1,00	1,30 1,86	- -	- -
Гидрометаллургическая переработка: при открытой добыче при подземной добыче	7,94 14,64	14,16 33,36	9,13 10,03	15,28 16,43	6,10 11,40	11,0 26,2	7,20 ~7,9	12,0 ~13,0

Видно, что затраты на разведку, перемещение руды и пустой породы составляют 70–75%. Поэтому важнейшим направлением технического прогресса в уранодобывающей промышленности является максимальное удешевление процессов добычи урановой руды. В таблицах 5.5 и 5.6 приведены технико-экономические показатели крупнейших гидрометаллургических заводов на момент их запуска в эксплуатацию и их производственные мощности в различных странах.

Уранодобывающая и ураноперерабатывающая промышленность является крупнейшей отраслью мировой индустрии. Ее технический и экономический прогресс, непрерывное совершенствование технологии и организации производства являются гарантией широкого развития ядерной энергетики и увеличения ее роли в энергообеспечении человечества.

**Таблица 5.5. Основные технико-экономические показатели некоторых крупных гидрометаллургических урановых заводов**

Наименование завода, месторасположение	Мощность, т руды/сут.т. $U_3O_8$ /год	Капиталовложения, $10^6$ дол. $U_3O_8$ дол/т	Извлечение, %	Стоимость, дол/кг
<b>США</b>				
Блуотер, шт. Нью-Мексико, фирма «Анаконда», 1953 г.	3000–3000 2700–3000	19,4 7300	97	9
Грантс, шт. Нью-	7000	38,5 9150	97	9

Мексико, фирма «Керр-МакГи», рудник и завод, 1958 г.	(с 1969 г.) 4200			
Бассейн р. Паудер, шт. Вайоминг, фирма «Хамбл Ойл», рудник и завод, 1972 г.	2000—1200	20,0 16000	90	9
Маоб, шт. Юта, фирма «Атлас», завод, 1956 г.	1700—1400	11,2 9200	96	10
<b>Канада</b>				
Район оз. Биверлодж, пров. Саскачеван, фирма «Эльдорадо ньюклеар», 1953 г.	1850 (с 1974 г.) 1290	16 (ориент.) 12400	95,5	11
Район оз. Эллиот, пров. Онтарио, фирма «Денисон майнз», рудник и завод, 1957 г.	6000—2500	27 (ориент.) 10800	95,5	9
<b>Намибия</b>				
Россинг, фирма «Россинг юрениум», 1976г.	40000—4500	348	-	-
<b>Франция</b>				
Бессине, деп. Лимузен, фирма «Симо» КАЭ, 1958 г.	2000—1200	11,0 9150	95	10

**Таблица 5.6. Производственные мощности гидрометаллургических заводов, т  $U_3O_8$  / год**

Страна	Фактическая мощность	Мощности при высоком спросе на уран		
		1980—1985 гг.	1985—1990 гг.	1990—2000 гг.
США	21000	27000	36000	44000
Канада	6500	8000	12500	11250
Австралия	900	900	11800	23000
ЮАР	3500	4000	6500	8000
Намибия	6000	6000	6000	6000
Нигер	2400	4100	6000	6000
Габон	1200	1200	1200	1200
Франция	2850	2850	3700	4000
Другие страны	2250	6350	8100	9600
Всего	46600	60400	91800	114050

## § 5.6.2. Обогащение урана

Для получения высокой удельной энерговыработки в реакторах на тепловых нейтронах, составляющих основу современной ядерной энергетики, требуется ядерное топливо с более высоким содержанием  $^{235}\text{U}$ , чем в уране природного состава, т.е. необходим обогащенный уран. Поэтому весь добытый природный уран поступает для обогащения по  $^{235}\text{U}$  на разделительный (газодиффузионный

или центрифужный) завод после предварительного фторирования, т.е. в виде соединения  $UF_6$ .

Производство гексафторида урана  $UF_6$  для обогатительных заводов проводится на специальных установках. Для этого широко используются очистительно-фторидный процесс и процесс получения  $UF_6$  сухим способом.

Очистительно-фторидный процесс включает экстракцию урана из нитратного раствора, который промывается водой для удаления примесей. Затем уран экстрагируется в разбавленный раствор азотной кислоты (0,01%  $HNO_3$ ), а образовавшийся оксид урана восстанавливается водородом до  $UO_2$ , который преобразуется в  $UF_4$  (зеленая соль) реакцией с газообразным  $UF$ , а затем  $UF_4$  превращается в  $UF_6$  в реакции с газообразным фтором.

Процесс получения  $UF_6$  сухим способом включает восстановление в жидком виде, гидрофторирование и затем фторирование  $UO_2$ . После этого  $UF_6$  дважды очищается для получения чистого продукта (рис. 5.7).

Обогащение урана осуществляется методом газовой диффузии  $UF_6$  через пористые мембраны-фильтры. Максимальное теоретическое разделение изотопов при одноступенчатом процессе определяется отношением масс молекул газа  $UF_6$  и атомов  $^{235}U$  и  $^{238}U$  и равно 1,00429, поэтому необходимо многоступенчатое разделение.

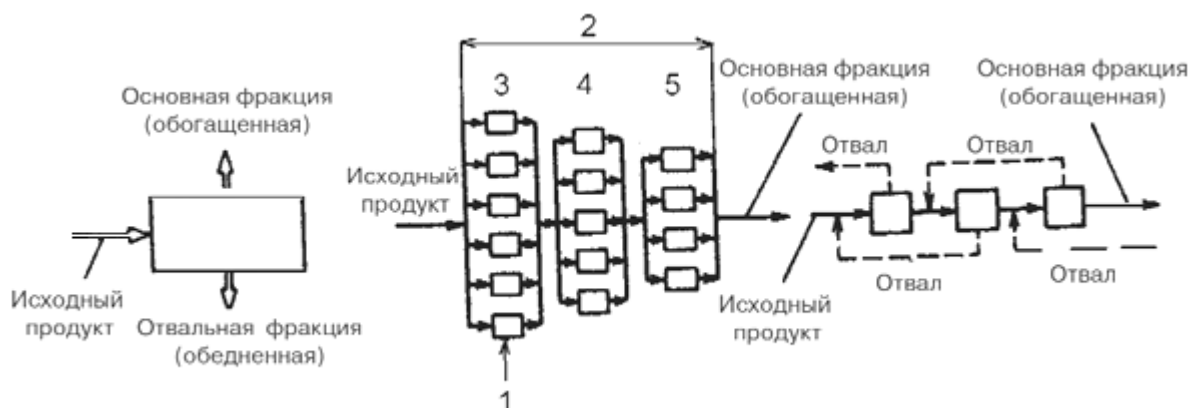
Чтобы получить требуемое для топлива обогащение 4-процентным изотопом  $^{235}U$ , необходим каскад в 1500 ступеней (общая длина такого каскада составляет несколько километров). На каждой ступени газ после диффузии через мембрану-фильтр нагнетается в следующую ступень, а оставшая часть газа (~50%) возвращается в предыдущую (ступень представляет собой один или несколько разделительных элементов, соединенных параллельно).

Во всех элементах одной ступени исходный продукт, продукция и отвальная фракция имеют один и тот же изотопный состав. Необходимый изотопный состав (обогащение) может быть достигнут путем соединения нескольких ступеней, что и представляет собой разделительный каскад.

На заводах по изотопному разделению в основном используются противоточные каскады, в которых отвал одной ступени используется для разделения в предыдущей ступени (рис. 5.8).

Критерием оценки процесса обогащения является коэффициент разделения или коэффициент обогащения. На современных обогатительных заводах содержание  $^{235}\text{U}$  в обедненной фракции составляет 0,2–0,3%. В будущем ожидается снижение этой величины до уровня 0,1%, что приведет к уменьшению потребления природного урана.

Количественной мерой работы является единица разделительной работы (ЕРР). Она имеет размерность массы и выражается в килограммах (тоннах) ЕРР. Производительную мощность заводов по обогащению принято выражать в тоннах ЕРР в год. Потребление энергии на единицу разделительной работы выражается в кВт·ч/кг ЕРР.



**Рис. 5.8.** Схемы разделительного элемента, разделительной ступени и разделительного каскада на обогатительных заводах: 1 – разделительный элемент; 2 – каскад; 3 – ступень S-1; 4 – ступень S; 5 – ступень S+1

В настоящее время обогащение урана осуществляется главным образом методом газовой диффузии, стоимость которого высока, ~120 дол. США за единицу разделительной работы (ЕРР).

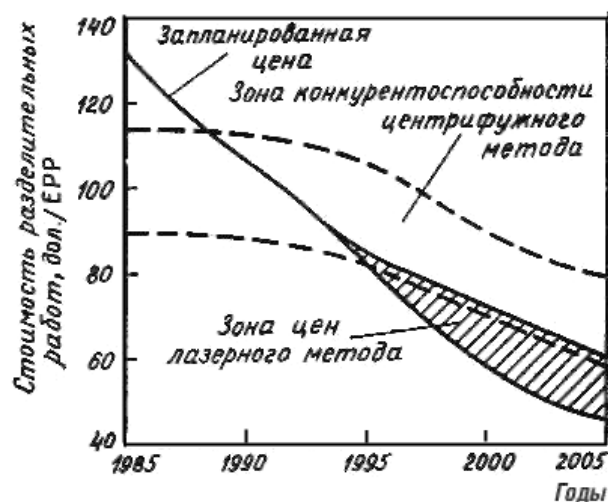
Затраты на обогащение урана сравнимы со стоимостью природного урана, расходуемого на получение обогащенного.

При обогащении до 3,6–4,4% требуется работа разделения 5,64–7,46 ЕРР на килограмм обогащенного продукта, коэффициент расхода природного урана – 6,65–8,21 (при содержании  $^{235}\text{U}$  в отвале 0,2%). В Европе, США, Японии освоена технология разделения изотопов урана методом газовой центрифуги, который более экономичен и позволяет снизить затраты на разделительную работу до ~90 дол/ЕРР и ниже при наличии малых мощностей (табл. 5.7).

**Таблица 5.7. Характеристики некоторых центрифуг**

Параметр	Фирма «Юренко-Сентек» США (Портсмут)	Великобритания	ФРГ и Нидерланды	Япония (Нингётогё, Рокасё)
Разделительная мощность, ЕРР/год	3–4,8	5–6; 12–20; 30–40	200–500	4–60; 3–15
Ресурс работы, лет	10	10	45 (до планового ремонта)	10
Тип	Докритический, G-1	Надокритический (несколько моделей), G-2, G-3	Надокритический, SET-3, SET-4, SET-5	Докритический (две модели)
Ротор: длина, мм диаметр, мм	~1000 ~200	1500-2000 ~200	~10000 ~900	~600 (RT-1) ~1700 (RT-2) 150; 350
Круговая скорость, м/с	>450	>500	>700	>500
Материал	Композитные материалы, армированные стекловолокном и упрочненные углеволокном	Алюминиевый сплав, специальная сталь, композитные материалы	Специальная сталь, композитные материалы, армированные углеволокном	Мартенситостареющая сталь (RT1); композитные материалы, армированные углеволокном (RT-2)

Другие методы – метод разделительного сопла и метод Геликона, основанные на аэродинамических процессах, – применяются на опытных установках. Благодаря развитию центрифужной и лазерной технологии разделения изотопов урана цены на разделительные работы с течением времени снижаются (до 60 дол/ЕРР и ниже, рис. 5.9).



*Рис. 5.9. Опубликованная Министерством энергетики США стоимость раздельных работ по обогащению урана на период 1985–2005 гг.*

Промышленное производство обогащенного урана является одной из наиболее сложных и капиталоемких отраслей атомной энергетики. Не все страны мира обладают такой технологией. В таблицах 5.8 и 5.9 приведены показатели действующих газодиффузионных заводов и рост раздельных мощностей в США, составляющих 2/3 всех мощностей раздельных заводов зарубежных стран.

Основные производственные мощности по обогащению урана в мире сосредоточены на газодиффузионных заводах США и Франции. Несмотря на большие успехи в развитии конкурирующего центрифужного метода и его преимущества, в ближайшие 10–15 лет главную роль в обеспечении ядерной энергетики развитых стран обогащенным ураном будут выполнять газодиффузионные заводы. Их раздельные мощности составили в 1985 г. 94%, а к 1990 г. снизились до 80% всех производственных мощностей по обогащению урана.

Представляют интерес показатели сооруженного в 1975–1982 гг. во Франции, в Трикасене (близ Пьерлата), крупнейшего в мире газодиффузионного завода мощностью 10,8 млн ЕРР/год. Строительство этого завода осуществлено фирмой «Евродиф».

*Таблица 5.8. Показатели некоторых действующих и реконструируемых газодиффузионных заводов*

Страна и месторасположение	Разделительная мощность, 10 <sup>6</sup> ЕРР/год	Потребляемая электрическая мощность, МВт	Год запуска в эксплуатацию	Число ступеней
----------------------------	--	--	----------------------------	----------------

Действующие заводы				
США				
Ок-Ридж	4,73	1700	1945–1954	4384
Падьюка	7,31	2550	1954	1812
Портсмут	5,19	1750	1956	4080
Великобритания				
Кейпенхерст	0,4–0,6	200	1953	>3000
Франция				
Пьерлат	0,4	200	1967	>3000
Трикасен (завод «Евродиф»)	10,8	3300	1979–1982	1400
КНР				
Ланчжоу	0,38		1963	>3000
Провинция Сычуань	0,3		1975	
Реконструируемые				
США				
Ок-Ридж	10,1	2400	1978–1988	4100
Падьюка		(дополнительно)	(ввод очередями до 1980 г., введено 30%)	

**Таблица 5.9. Рост разделительных мощностей в некоторых странах, 10<sup>6</sup> ЕРР**

Производители обогащенного урана	1980 г.	1984 г.	1988 г.	1995 г.
США:				
диффузионный метод	19,9	27,3	27,3	27,3–1,0
лазерный метод	—	—	—	
Западная Европа:				
«Евродиф» – диффузионный метод;	6,1	10,8	10,8	10,8
«Юренко» – центрифужный метод	0,5	1,9	2,5	3,5–5,5
Япония – центрифужный метод	—	0,05	0,2	1,0–1,5
ЮАР и Бразилия: метод разделительного сопла	—	—	0,2	0,2–0,5

Услугами этого завода по обогащению урана намерены воспользоваться страны, непосредственно не участвующие в финансировании строительства.

Для снабжения завода электроэнергией рядом с ним сооружена АЭС мощностью 3720 МВт с четырьмя реакторами PWR по 930 МВт. К заводу, кроме того, подведены линии электропередачи 220 и 420 кВ от национальной энергосистемы. Общий вид площадки завода и АЭС показан на рис. 117, вклейка 1.

Завод фирмы «Евродиф» размещен на территории площадью 230 га, а АЭС – на 50 га. Проектная стоимость всех сооружений комплекса «Евродиф» оценива-



ется в 15 млрд франков (4 млрд дол. США). Около 50% этой суммы приходится на АЭС. В комплекс завода входит большой цех гальванопокрытий. Никелевые покрытия для предотвращения коррозии наносятся на все поверхности оборудования, контактирующие с весьма химически активным гексафторидом урана.

Площадь таких поверхностей 40000 м<sup>2</sup>. Оборудование завода фирмы «Евродиф» отражает современный уровень технического развития и экономики газодиффузионной технологии обогащения урана. Разделительная мощность завода позволяет обеспечить в год получение слабообогащенного урана ( $x=3,15\%$  при  $y=0,2\%$ ) в количестве, достаточном для эксплуатации в течение одного года АЭС с реакторами PWR суммарной мощностью 75–80 млн кВт.

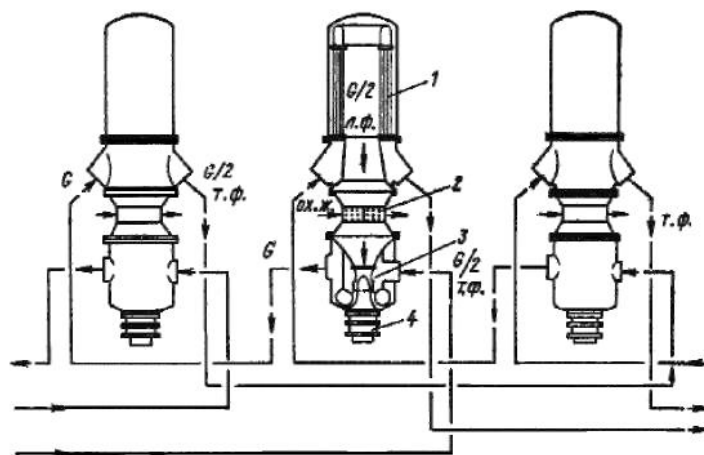
Производительность ступени этого завода в 2 раза выше производительности самой крупной ступени американского завода в Падьюке (10800 и 5540 ЕРР/год соответственно). К разработкам и поставкам основного технологического оборудования завода фирмы «Евродиф» были привлечены известные крупные машиностроительные фирмы Франции, Италии и других западноевропейских стран. К экономичности и надежности компрессорных агрегатов, являющихся основными потребителями электроэнергии на диффузионном заводе, были предъявлены весьма высокие требования.

Суммарная установленная мощность электродвигателей составляет 3300 МВт, а потребляемая – 3100 МВт, что при  $\sim p=0,98$  определяет годовое потребление электроэнергии 25-26 млрд кВт·ч.

На 1 ЕРР здесь потребляется 2370 кВт·ч, в то время как на заводах США, построенных в 1950-х годах, до их модернизации потреблялось 3000 кВт·ч/ЕРР.

Высокая энергоемкость газодиффузионной технологии определяется весьма большими затратами электроэнергии на прокачку компрессорами газообразного UF<sub>6</sub>. На заводе фирмы «Евродиф» всеми компрессорами (1400 разделительных ступеней) прокачивается за год 5,5 млрд. т газа, или 15 млн т/сут. На изготовление и поставку компрессорных агрегатов затрачен 1 млрд дол., или 50% всех капиталовложений в завод.

Завод фирмы «Евродиф» скомпонован из нескольких прямоугольных каскадов, размещенных в четырех зданиях, соединенных между собой. Конструкция ступеней и их соединение в каскад показаны на рис. 5.10.



**Рис. 5.10. Конструкция ступеней и их соединение в каскад: 1 — делитель с трубчатыми пористыми перегородками; 2 — холодильник; 3 — осевой компрессор; 4 — электродвигатель; т.ф. — тяжелая фракция; л.ф. — легкая фракция; ох. ж. — охлаждающая жидкость**

Рисунки 118–120 (вклейка 1) дают наглядное представление о наиболее сложном конструкционном узле диффузионной ступени — компрессорном агрегате, оборудованном сверхзвуковыми осевыми многоступенчатыми компрессорами и асинхронными электродвигателями большой мощности.

Примечательная особенность конструкции диффузионных ступеней и компоновки французского завода — их большая компактность благодаря вертикальному расположению. Все три типа ступеней идентичны.

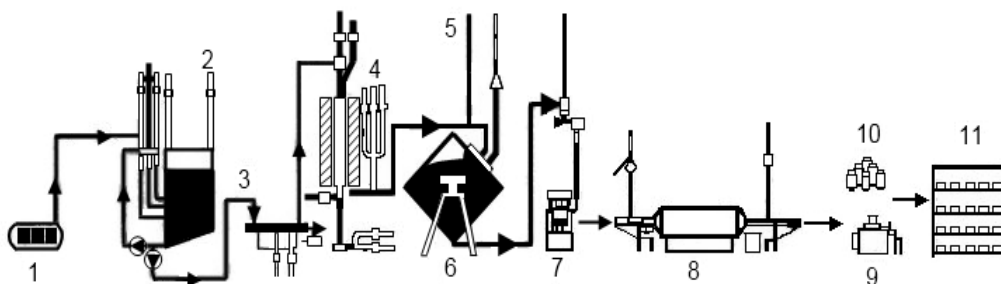
Герметичный бак-делитель, не требующий в процессе эксплуатации обслуживания, а также газопроводы расположены на отдельном этаже, образующем изолированное термостатированное помещение, где может поддерживаться температура 60°C, исключая конденсацию гексафторида урана при рабочем давлении 600–700 мм рт. ст. (0,1 МПа). Компрессоры, холодильники и электродвигатели, требующие периодического обслуживания и ремонта, размещаются в верхнем помещении. Диффузионные агрегаты объединены в каскады в виде блок-ячеек, включающих по 20 ступеней. Отдельные блоки при необходимости с помощью клапанов могут отключаться от действующих каскадов.

Рис. 121 (вклейка 1) дает представление о габаритах и массе бака-делителя большой диффузионной ступени. В герметичном баке-делителе размещено огромное количество трубчатых пористых перегородок.

### § 5.6.3. Изготовление ядерного топлива, ТВЭЛов и ТВС

**Производство топлива.** В настоящее время уран в активной зоне энергетических реакторов используется исключительно в виде таблеток диоксида урана ( $\text{UO}_2$ ). Только в высокотемпературных газоохлаждаемых реакторах (HTR и HTGR) применяются частицы небольшого размера из оксидов или карбидов урана (микротвэлы). Исходным материалом для получения таблеток  $\text{UO}_2$  из обогащенного урана служит газообразный  $\text{UF}_6$ , доставляемый с обогатительных заводов в контейнерах массой приблизительно по 15 т. В настоящее время существуют несколько процессов преобразования  $\text{UF}_6$  в  $\text{UO}_2$ . Один из этих процессов, так называемый AUC-процесс (аммониум уранилкарбонатный), используется в ФРГ (рис. 5.11).

Сначала газообразный  $\text{UF}_6$  пропускают через водный раствор и получают уранилфторид ( $\text{UO}_2\text{F}_2$ ). Затем, смешивая его с аммиаком ( $\text{NH}_3$ ) и  $\text{CO}_3$ , получают уранилкарбонат аммония, который выпадает в осадок. Суспензию пропускают через ротационный фильтр, промывают и помещают в печь с кипящим слоем, где  $\text{NH}_3$  и  $\text{CO}_3$  под воздействием температуры распадаются. Получаемый триоксид урана  $\text{UO}_3$  при температуре примерно  $500^\circ\text{C}$  восстанавливается водородом до диоксида урана  $\text{UO}_2$ . Содержание остаточных фтористых соединений в порошке  $\text{UO}_2$  уменьшают до 0,01% путем пропускания водяного пара при температуре  $650^\circ\text{C}$ . Таблетки из  $\text{UO}_2$  изготавливают методом порошковой металлургии.



*Рис. 5.11. Схема производства таблеток  $UO_2$ : 1 – получение газообразного  $UF_6$ ; 2 – осаждение; 3 – ротационный фильтр; 4 – печь с кипящим слоем; 5 – подача порошка  $UO_2$ ; 6 – роторный смеситель; 7 – прессование таблеток; 8 – печь толкательного типа для обжига таблеток; 9 – круглошлифовальный станок; 10 – таблетки  $UO_2$ ; 11 – хранилище таблеток  $UO_2$*

Для этого сначала порошок  $UO_2$  гомогенизируют, а затем при помощи дробления и просеивания получают мелкодисперсный порошок.

После добавления связующих и смазочных материалов таблетки прессуют до плотности приблизительно  $55 \text{ г/см}^3$ . В специальной печи для обжига при температуре  $500\text{--}1000^\circ\text{C}$  связующие, смазочные материалы и фториды улетучиваются, а оксид урана восстанавливается водородом до стехиометрического состава  $UO_2$ . После этого таблетки спекают в течение 2–3 ч при температуре  $1600\text{--}1750^\circ\text{C}$ . При этом плотность таблеток становится равной  $10,3\text{--}10,5 \text{ г/см}^3$ . Затем на круглошлифовальном станке таблетки обрабатывают до нужных размеров.

После всех этих операций проводится контроль качества таблеток, во время которого проверяются геометрические размеры, качество поверхности, содержание влаги и соотношение атомов кислорода и урана. После контроля качества таблетки могут использоваться для изготовления ТВЭЛов.

В реакторах на легкой воде LWR и реакторах типа CANDU ТВЭЛы представляют собой тонкостенные циркалоевые трубки с таблетками  $UO_2$ , герметизированные с торцов сваркой. ТВЭЛы собираются в тепловыделяющие сборки – ТВС (вклейка 1, рис. 122–124).

Затраты на конверсию (превращение)  $UF_6$  в порошок  $UO_2$  с заданными свойствами по дисперсности и поверхностной активности, обеспечивающими получение в дальнейшем таблеток  $UO_2$  необходимой плотности, имеют заметную тенденцию к возрастанию с ростом обогащения.



*Рис. 5.12. Зависимость стоимости превращения гексафторида урана в порошок  $UO_2$  от степени обогащения (исходные данные: включены затраты на переработку отходов и не включены безвозвратные потери и оплата аренды топлива; размер партии — 4,5 т  $UO_2$ ; перерабатывается 0,15 т в сутки)*

Например, при 4-процентном обогащении затраты на конверсию на ~50% выше, чем при 2-процентном, что обусловлено требованиями ядерной безопасности (рис. 5.12).

Затраты на изготовление таблеток из порошка  $UO_2$  при прочих равных условиях тем выше, чем меньше их диаметр.

#### **§ 5.6.4. Циркониевые сплавы для каналов, ТВС и ТВЭЛов**

В настоящее время циркониевые сплавы как конструкционные материалы применяются во всех легководных и тяжеловодных энергетических реакторах для изготовления оболочек ТВЭЛов, кожухов и дистанционирующих решеток сборок ТВЭЛов, а также в трубах технологических каналов (тяжеловодные канадские реакторы и водо-графитовые кипящие реакторы РБМК). Такое положение в современной ядерной энергетике цирконий завоевал благодаря комплексу исключительных свойств, отвечающих основным требованиям к реакторным материалам.

В США, Канаде и Западной Европе для оболочек ТВЭЛов, кожухов и каналов легководных и тяжеловодных реакторов применяются два основных циркониевых сплава: циркалой-4 и циркалой-2 (табл. 5.10).

**Таблица 5.10. Химический состав и механические свойства циркониевых сплавов**

Параметр	Циркалой-2	Циркалой-4	Сплав Н-1	Сплав Н-2,5
Химический состав, %:				
Zr	98,6–97,8	98,4–97,8	~99,0	~97,5
Nb	—	—	1,0	2,5
Sn	1,2–1,7	1,2–1,7	—	—
Fe	0,05–0,15	0,18–0,24	—	—
Cr	0,07–0,20	0,07–0,13	—	—
Ni	0,03–0,08	—	—	—
$\Sigma$ (Fe+Cr+Ni)	0,18–0,38	—	—	—
S (Fe+Cr)	—	0,28–0,37	—	—
O <sub>2</sub>	0,09–0,15	0,10–0,15	—	—
N <sub>2</sub>	<0.006	<0.006	—	—
Механические свойства при 20 °С:				
предел прочности $\sigma_B$ , кгс мм <sup>2</sup> (МН/м <sup>2</sup> )*	48 (470)	48 (470)	28–31 (274–304)	40–48 (392–470)
предел текучести $\sigma_{0,2}$ , кгс мм <sup>2</sup> (МН/м <sup>2</sup> )	31 (304)	31 (304)	21–26 (206–255)	36–44 (353–430)
относительное удлинение $\delta$ , %, при 300 °С	28–40	28–40	37–50	17–26
предел прочности $\sigma_B$ , кгс мм <sup>2</sup> (МН/м <sup>2</sup> )	22 (218)**	22 (218)**	15–19 (147–186)	22–34 (236–333)
предел текучести $\sigma_{0,2}$ , кгс мм <sup>2</sup> (МН/м <sup>2</sup> )	11 (109)**	11 (109)**	12–16 (117–157)	20–30 (196–294)
относительное удлинение $\delta$ , %	~30	~30	47–54	19–31

Циркалой-4 и циркалой-2 используются для ТВЭЛов реакторов PWR и BWR соответственно.

В СССР разработан, освоен и успешно применяется для оболочек ТВЭЛов в реакторах ВВЭР и РБМК цирконий-ниобиевый сплав Э-110 (Zr-1%Nb), а для чехлов сборок ТВЭЛов и технологических каналов – Э-125 (Zr-2,5%Nb).

Циркониевые сплавы обладают высокой «прозрачностью» для тепловых нейтронов (имеют малые сечения – 0,18–0,19 – барн захвата нейтронов); достаточной стойкостью к коррозионному воздействию воды, пара и реакторных сред при рабочих давлениях и температурах; высокой теплопроводностью ( $\lambda=0,04$

кал/(см·град) [167,5 Вт/(м·град)]; хорошей химической совместимостью с ядерным топливом; приемлемой механической прочностью и пластичностью при облучении и повышенных температурах.

Важнейшими предпосылками надежной эксплуатации в реакторах оболочек ТВЭЛов, труб и конструкционных элементов активной зоны, выполненных из циркониевых сплавов, являются их длительная коррозионная стойкость и сохранение пластических свойств.

Наиболее опасный процесс, ведущий к охрупчиванию и появлению в циркониевых трубах трещин, – их гидрирование водородом, выделяющимся из воды как при окислительных процессах (коррозии), так и при радиолизе воды. О влиянии наводороживания на механические свойства циркониевых сплавов свидетельствуют следующие данные:

Содержание H <sub>2</sub> , %	0	0,04	0,08	0,1
Относительное удлинение, %	37	32	20	18
Предел прочности $\sigma_B$ , кг/мм <sup>2</sup>	30	34	43	50

При длительном облучении циркониевых сплавов повышаются их прочностные свойства, но ухудшается пластичность (табл. 5.11). Механические свойства оболочек из циркониевых сплавов при облучении флюенсом нейтронов  $\sim 10^{18}$  нейтронов/см<sup>2</sup> меняются мало, при дальнейшем увеличении флюенса идет плавное изменение и при  $\sim 10^{21}$  нейтронов/см<sup>2</sup> в 2 раза увеличиваются показатели прочности, но в то же время в 2 раза уменьшается общее и в 5–6 раз равномерное относительное удлинение.

Коррозионная стойкость циркониевых сплавов в воде и водяном паре существенно повышается при удалении поверхностных дефектов, возникающих при прокатке и механической обработке, путем травления на глубину 25–50 мкм труб для оболочек ТВЭЛов и деталей сборок в растворе из смеси азотной и плавиковой кислот.

**Таблица 5.11. Влияние облучения на механические свойства оболочек ТВЭЛов 9, 1/0,65 мм из сплава Э-110 (испытания кольцевых образцов)**

Объект испытаний	Температура испытаний, °C	$\sigma_B$ 1 кгс/мм (МН/м <sup>2</sup> )	$\sigma_{0,21}$ кгс/мм (МН/м <sup>2</sup> )	$\delta$ , % общее	$\delta$ , % равномерное
Исходные образцы (отжиг при 580°C)	20 350 20	28(274) 15(147)	24(236) 12(117)	44 46	27 25

		28(274)	24(236)	43	27
Образцы после выдержки в воде при 260–280°C в течение 13000 ч без облучения	350	16,5(162)	14(137)	46	20
Образцы, находившиеся в воде при 280°C, облученные флюенсом $4,6 \cdot 10^{20}$ нейтронов/см <sup>2</sup>	350	38(370)	36(353)	27	4

Этот процесс травления широко применяется в технологии производства изделий из циркониевых сплавов. Равномерная оксидная пленка  $ZrO_2$  придает поверхности циркониевых сплавов темный, почти черный цвет и защищает от взаимодействия с кислородом и водородом до тех пор, пока на ней нет дефектов. Сдерживают коррозию также пленки, образующиеся на сплавах циркония, легированных железом и медью, а легирование ниобием понижает активность процесса поглощения водорода.

При температуре выше 350–360°C циркониевые сплавы быстро корродируют. При этой температуре в условиях облучения увеличивается гидратирование циркония. Исследования коррозии сплава Э–110 в воде при 350°C и давлении 168 атм (16,8 МПа) показали, что увеличение массы образцов за первые 4000 ч составило 2 мг/см<sup>2</sup>, через 13000 ч (1,5 года) – 3 мг/см<sup>2</sup>, через 22000 ч – 4 мг/см<sup>2</sup>. Испытаниями установлено и эксплуатацией подтверждено, что циркониевые сплавы могут успешно работать в реакторах при температурах стенки оболочки ТВЭЛа, не превышающих 350°C.

Ведутся исследования по созданию многокомпонентных циркониевых сплавов, допускающих надежную работу при температурах 450–500°C, что позволило бы осуществить в водоохлаждаемых реакторах ядерный перегрев пара и тем самым повысить термодинамический к.п.д. АЭС.

Опыт эксплуатации АЭС и данные петлевых испытаний ТВЭЛов при облучении показывают, что оболочки из сплава Э-110 позволяют достигать высоких значений глубины выгорания. Максимальное значение экспериментально полученной удельной энергосработки на отдельных петлевых сборках составляет



70000 МВт·сут/т (для ТВЭЛов реактора ВВЭР) и 50000 МВт·сут/т (для ТВЭЛов реактора РБМК).

### **Потребности в циркониевых сплавах и особенности их производства.**

Преимущественное развитие ядерной энергетики с водоохлаждаемыми реакторами на тепловых нейтронах, большие масштабы и темпы строительства АЭС потребовали резкого повышения производства циркония. Выплавка циркониевой губки – исходного сырья для выплавления слитков – в США в 1970 г. составила 1170 т в год, а за пятилетие (к 1976 г.) удвоилась и увеличилась к 1990 г. еще в 2–3 раза. Производство проката из циркониевых сплавов, используемого для ядерной энергетики в США, Канаде, Японии, ФРГ, Франции, Швейцарии, составило в 1975 г. 1260 т, а в 1980 г. – 2800 т.

Основным промышленным сырьем для получения циркония и его соединений являются циркон (силикат циркония  $(\text{SiZr})_2\text{O}_2 - \text{SiO}_2$ ), в котором цирконий составляет 49,5%, а также бадделеит ( $\text{ZrO}_2 - 79,9\% \text{ Zr}$ ). Эти минералы в количестве 0,5–3% встречаются в титаносодержащих песках (рутилах и ильменитах). Имеются и богатые залежи циркона с содержанием в рудах до 20–30%. Основные месторождения циркона (70%) находятся в Австралии и США. Богатые россыпи (с содержанием до 8% циркона) имеются в черных прибрежных песках штата Керала в Индии, а также в Бразилии и Гренландии. Из добывающих и перерабатывающих цирконий стран, являющихся и его экспортерами, на первом месте стоят США, затем Франция, Япония. Особенность циркониевых минералов – присутствие в них до 3% гафния. Гафний имеет весьма большое сечение захвата тепловых нейтронов (105–115 барн), превышающее в 600 раз сечение захвата циркония. Для применения в ядерных реакторах необходимо, чтобы содержание гафния в цирконии не превышало 0,01%. Очистка циркония от гафния ввиду большого химического сродства между ними представляет собой сложный и дорогостоящий технологический процесс.

Наилучшую очистку обеспечивает йодидный процесс, когда в вакууме на раскаленную проволоку из объема, заполненного газообразным йодистым цирконием, высаживаются кристаллы чистого циркония (термическая диссоциа-

ция). Высокие показатели очистки циркония от гафния получают и методом экстракции или дробной возгонки.

Получение циркония из минеральных рудных концентратов включает три основных процесса: разложение руд и извлечение из них циркония хлорированием, карбидизацией или выщелачиванием; отделение и очистка циркония от гафния; восстановление металла магнием или кальцием, в результате чего получают губчатый цирконий.

В процессе получения реакторного циркония применяются йодидный метод и более дешевый – электролизный, проводимый в закрытых электролизерах. Переплавка циркония осуществляется в электродуговых печах в вакууме или в атмосфере инертного газа.

### **Производство циркониевых труб для оболочек ТВЭЛов**

Более 80% циркония, используемого в ядерных реакторах, идет на производство труб для оболочек ТВЭЛов, каналов, остальное – на прутки, листы, полосы. Тонкостенные трубы для оболочек ТВЭЛов диаметром 13,6 и 9,15 мм, применяемые в реакторах РБМК и ВВЭР, изготавливают по следующей схеме:

- заготовка под прессование;
- нагрев и горячее прессование гильз;
- подготовка гильз под холодную прокатку (удаление окалины, обрезка концов, разрезка «в размер»);
- холодная прокатка на трубных станах – две последовательные операции со степенью деформации 65% – и затем одна-две операции чистовой прокатки на роликовых станах для получения готовой трубы с заданными точными размерами. Перед каждой операцией прокатки проводятся обезжиривание, травление, вакуумный отжиг. Таким образом, холодная прокатка позволяет из гильзы получить трубки с наружным диаметром 13,75 мм и внутренним 11,7 мм или с наружным 9,15 мм и внутренним 7,7 мм;
- отделочные операции – травление с доведением до заданного размера по диаметру, промежуточный и окончательный отжиг; отправка и приемка ОТК с контрольными обмерами диаметров, толщины стенки, кривизны; перископиче-

ский контроль внутренней поверхности и поверхностных дефектов.

Аналогичным образом изготавливают трубы для технологических каналов реакторов РБМК. На комплектование технологических каналов реактора РБМК-1000 расходуется окончательно в обработанном виде 104 т труб (диаметром 88/80 мм, длиной 8000 мм) из сплава Н-2,5 (Э-125). Расход циркониевых труб из сплава Э-110, идущих на изготовление полной топливной загрузки активной зоны (61000 ТВЭЛов и комплектующих элементов из циркония для 3386 сборок), в окончательно обработанном виде составляет 90 т.

В случае реакторов ВВЭР циркониевые сплавы применяются для изготовления ТВЭЛов и ТВС. На одну комплектную активную зону реактора ВВЭР-1000 требуется циркония (в виде трубок для оболочек диаметром 9,1/0,7 мм и длиной 3840 мм) около 30 т (сплав Э-110), для кожухов и деталей сборок – 5 т, т. е. всего 35 т.

Все приведенные данные относятся к массе окончательно обработанных циркониевых изделий. Для оценки же действительной потребности в цирконии от химических концентратов до металла с учетом всех переделов, а также для определения удельных норм расхода, отнесенных к 1 т или к 1 кг товарной продукции или к 1 МВт электрической мощности реактора, необходимо учитывать общий коэффициент использования металла на всех стадиях переделов от слитка до готовой трубы или листа, а также неизбежные отходы при механической обработке, сборке или отбраковке.

Фактические нормативы расхода циркониевого сырья, металлического циркония и его сплавов в производстве точных тонкостенных труб для оболочек ТВЭЛов, каналов и листового проката зависят от применяемой технологии, масштабов и совершенства организации промышленного производства. Себестоимость и отпускная цена изделий из циркония для ядерной энергетики в большой мере определяются этими факторами.

### **Затраты и стоимость циркониевого производства**

По американским данным губчатый реакторный цирконий стоил около 20 дол./кг (в 1972 г. – 11–13 дол./кг, а в слитках – 14–18 дол./кг). Цена готовых тон-

костенных труб из циркалоя-2 и циркалоя-4 для оболочек ТВЭЛов превышает цену циркония в слитках в 3–4 раза и составляла 55–56 дол/кг. Эти цены нестабильны и весьма подвержены конъюнктурным колебаниям почти полностью монополизированного рынка.

Структура затрат в производстве 1 т металлического циркония (электролитического) ориентировочно выглядит так: сырье – 6–7%, основные и вспомогательные материалы – 32%, энергозатраты – 18–20%, заработная плата – 10–12%, остальное (34–29%) – накладные расходы. В энергозатратах основная доля падает на потребляемую электроэнергию для электролиза циркония (удельный расход составляет 40000 кВт·ч/т).

#### **§ 5.6.5. Производство ТВЭЛов для реакторов на тепловых нейтронах**

Производство наиболее широко распространенных ТВЭЛов из диоксида урана состоит из следующих технологических стадий или переделов.

*Подготовка ядерного топлива:* приготовление порошков оксидного топлива путем конверсии гексафторида в диоксид урана, прессование и получение спеченных таблеток, шлифование, выходной контроль и комплектование таблеток для снаряжения ТВЭЛов.

*Подготовка трубчатых оболочек ТВЭЛов и концевых деталей:* контрольная дефектоскопия материала трубок, обработка торцов и контроль геометрических размеров, установка и приварка к трубке одного из наконечников.

*Снаряжение ТВЭЛов топливом:* дозировка и упаковка таблеток в подготовленные к сборке оболочечные трубки, установка концевых деталей, наполнение гелием, герметизация (сваркой), контроль сварных швов, дезактивация, проверка герметичности и геометрических размеров ТВЭЛа, автоклавирующее, контрольные операции и передача ТВЭЛов на сборку.

*Подготовка и комплектование деталей для сборки ТВС (кожухи, концевые детали, дистанционирующие решетки, стержни, крепеж).* Передача их на сборку ТВС.

*Сборка ТВС. Контрольные стендовые испытания. Разборка забракованных ТВЭЛов и ТВС.*

*Дефектация. Переработка отходов и дефектных бракованных таблеток («оборотов»). Возврат в цикл кондиционных материалов и изделий.*

При определенных условиях может оказаться целесообразным организовать изготовление ТВЭЛов и ТВС на нескольких заводах или вести его полностью на одном комплексном заводе. Комплексные заводы производят порошок из  $UO_2$ , таблетки, ТВЭЛы и комплектные сборки. Общая их мощность (1985 г.) около 4300 т/год (слабообогащенного 3,5% урана).

В таблице 5.12 приведены производственные характеристики некоторых таких заводов, принадлежащих ведущим фирмам США.

**Таблица 5.12. Основные комплексные заводы США по производству реакторного топлива из  $UO_2$  для водо-водяных реакторов LWR**

Месторасположение	Фирма-владелец	Производственная мощность, т/год (по обогащенному урану) (в каком году достигнута)
Уилмингтон, штат Северная Каролина	«Дженерал электрик»	1300 (1981)
Колумбия, штат Южная Каролина	«Вестингауз электрик»	1500 (1982)
Ричленд, штат Вашингтон	«Эксон ньюклеар»	500–700 (1982)
Чесвик, штат Пенсильвания	«Вестингауз электрик»	> 300
Линчберг, штат Вирджиния	«Бабкок энд Уилкокс»	750 (1975)

Обычно производство топлива для ТВЭЛов начинается с превращения в диоксид урана поступающего на завод гексафторида, поставляемого с обогатительного завода. Циркониевые трубки и прокат поступают также со специализированного завода.

Изготовление ТВЭЛов и ТВС по своему характеру является массовым механическим и в значительной мере автоматизированным производством прецизионного класса. Оно имеет дело с сотнями тысяч и миллионами одинаковых деталей, выполняемых с высокой точностью, обеспечивающей идентичность и взаимозаменяемость. Производство ведется при непрерывном контроле параметров, как на отдельных операциях, так и в процессе сборки.

Кроме того, при производстве ТВЭЛов и ТВС необходимо обеспечить требования ядерной и радиационной безопасности. Столь сложное производство может быть осуществлено лишь на заводе, где применяются в максимальной мере высокомеханизированные, а на многих операциях дистанционно управляемые и автоматизированные процессы (включая контроль) массового производства, гарантирующие высокое качество и стабильность каждой технологической операции и соответственно каждого выпускаемого изделия. Для изготовления одной активной зоны реактора РБМК-1000 требуется около 20000 комплектующих деталей из циркониевых сплавов, обработанных по высокому классу точности, а также свыше 14 млн спеченных таблеток из диоксида урана, отшлифованных по наружному диаметру с допуском  $\sim 0,025$  мм.

При изготовлении ТВЭЛов для одной комплектной активной зоны реактора РБМК-1000 выполняются около 240000 индивидуально-контролируемых герметичных швов. Все это обуславливает большую зависимость стоимости изготовления ТВЭЛов от уровня технологии и контроля и объемов производства.

### **Затраты на изготовление ТВЭЛов и ТВС для реакторов на тепловых нейтронах**

Затраты на изготовление ТВЭЛов в общей их стоимости могут составлять для реакторов на тепловых нейтронах, работающих на слабообогащенном уране, значительную долю. Эта доля тем выше, чем ниже цены на обогащенный уран, т.е. чем дешевле природный уран, меньше цена 1 ЕРР, меньше степень обогащения, следовательно, необходимая работа разделения.

Затраты на изготовление ТВЭЛов из природного или отвального урана могут превосходить стоимость содержащегося в ТВЭЛах топлива. Поэтому важно получить с каждого килограмма топлива, заложенного в ТВЭЛ, более высокую энергоотдачу, т.е. большую глубину выгорания.

Затраты на изготовление ТВЭЛов принято относить к 1 кг урана, загруженного в ТВЭЛы. Эти затраты зависят от многих технических и производственных факторов: принятой конструкции ТВЭЛов и ТВС, материала оболочек и топливной композиции сердечника ТВЭЛа, от масштабов производства (проектной

производительности предприятия и фактической мощности, на которой оно работает) и от инженерно-технического оснащения всех технологических процессов, включая контрольные операции.

Таким образом, затраты на изготовление ТВЭЛов определяются выбранным типом реактора и ТВЭЛов и могут быть сопоставлены лишь для ТВЭЛов, близких по конструкции и топливной композиции. Наиболее широко используются в настоящее время (и будут использоваться в ближайшее десятилетие) ТВЭЛы с сердечниками из слабообогащенного диоксида урана в тонкостенных трубах – оболочках из циркониевых сплавов или нержавеющей стали. Они применяются в корпусных реакторах (ВВЭР, PWR, BWR), реакторах канального типа (РБМК, CANDU, SGHWR), газографитовых английских реакторах AGR, охлаждаемых жидким натрием реакторах на быстрых нейтронах, т.е. практически во всех типах реакторов, на которых базируется развитие ядерной энергетики в ведущих промышленных странах (России, США, Великобритании, Франции, Канаде, Германии). При изготовлении и эксплуатации ТВЭЛов с диоксидом урана накоплен значительный опыт, проведены широкие экспериментальные исследования, созданы методики расчета, технология массового производства.

В качестве иллюстрации в таблице 5.13 приведены некоторые зарубежные данные по экономике изготовления ТВЭЛов, характеризующие реальные соотношения в структуре и величине затрат при производстве ядерного топлива для АЭС. Они основаны на относительно стабильной базе цен и затрат периода до 1973 г. и отражают технические и технологические особенности конструкций ТВЭЛов и ТВС и производственных процессов, применяемых при их изготовлении, которые, по существу, мало изменяются.

При современном уровне требований доля затрат на материалы оболочек (трубки, заглушки) в общих затратах на изготовление ТВЭЛов значительна (см. табл. 5.13) и составляет почти 50% (конструкционные материалы – 10%, а остальное – топливо).

**Таблица 5.13. Структура затрат при изготовлении ТВЭЛов из  $UO_2$  в зависимости от производственной мощности завода, %**

Компоненты затрат	Производственная мощность т/год (по обогащенному урану)		
	100	250	500
Подготовка порошка $UO_2$	5,2	4,6	4,5
Производство таблеток	9,1	7,4	6,3
Подготовка стержней (оболочек) ТВЭЛов и концевых деталей	10,0	9,8	9,5
Снаряжение ТВЭЛов топливными таблетками	3,9	3,7	3,5
Контрольные операции	8,2	7,4	6,6
Анализы	1,2	1,0	1,1
Утилизация отходов	2,4	2,3	2,5
Потери урана (0,8%) ~	3,0	3,3	3,5
Амортизация (5,5% в год)	10,6	9,8	8,5
Конструкционные материалы (оболочки, комплектующие сборные детали)	46,4	50,7	54,0

Стоимость изготовления тонкостенных труб из циркониевых сплавов и нержавеющей сталей, применяемых для оболочек ТВЭЛов, характеризует весьма высокие технические требования к качеству металла (по химическому составу, содержанию примесей и включений), к допускам на геометрические размеры труб.

Значительное удорожание оболочечных труб обусловлено большим объемом необходимого контроля (включая ультразвуковую дефектоскопию) и очень высокими требованиями к качеству поверхности (отсутствие рисок, царапин и других технологических дефектов).

К оболочечным трубам предъявляются весьма жесткие требования по точности выполнения: допуск на диаметр и толщину стенки составляет соответственно ~1 и ~10% номинального размера. Строгие ограничения предъявляются к химическому составу, особенно к содержанию некоторых примесей, имеющих большие сечения захвата нейтронов, например бора, гафния, кобальта и др. Стоимость изготовления 1 пог. м труб сильно зависит от их диаметра и толщины стенки. Все это влечет за собой резкое удорожание труб из-за большой отбраковки и малого выхода годных изделий.

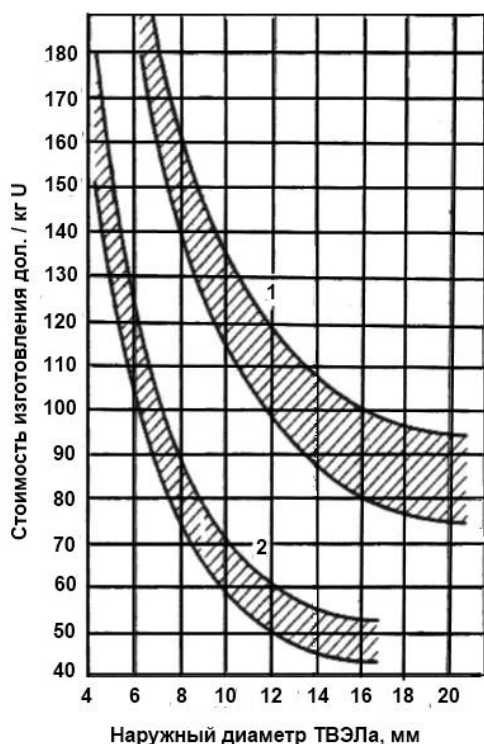
С учетом операций по снаряжению ТВЭЛов и контролю герметичности, а также сборки кассет и заключительной проверки изделия в сборе полная стоимость изготовления ТВЭЛов, отнесенная к 1 кг U, составляет (по американским



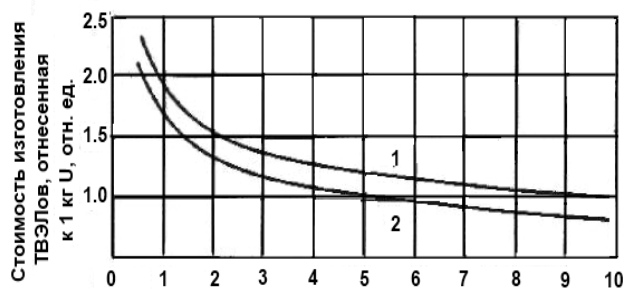
данным) 80–160 дол/кг U для ТВЭЛов в циркониевых оболочках и 50–110 дол/кг U для ТВЭЛов в оболочках из нержавеющей стали.

Из рис. 5.13 следует, что в случае наружного диаметра ТВЭЛов 10–11 мм стоимость изготовления ТВЭЛов для реакторов, охлаждаемых водой, при производстве на одной поточной линии 0,2 т/сут составит ~100–110 дол/кг U. Стоимость изготовления топлива для реактора PWR по данным фирмы «Вестингауз электрик» составляла 190–200 дол/кг урана в начале девяностых годов.

Так, увеличение проектной мощности предприятия в 5 раз (с 260 до 1300 т/год) при работе его с полной загрузкой приводит к снижению стоимости изготовления ТВЭЛов в 1,5 раза. На рис. 5.14 приведены зависимости относительно-го увеличения стоимости изготовления ТВЭЛов для реакторов PWR и BWR от суточной производительности завода по изготовлению ТВЭЛов (по данным американских фирм «Вестингауз электрик» и «Дженерал электрик»).



**Рис. 5.13.** Зависимость затрат на изготовление ТВЭЛов из  $UO_2$  в оболочках из циркониевых сплавов (1) и нержавеющей стали (2) от диаметра ТВЭЛа



**Рис. 5.14.** Зависимость относительной стоимости изготовления ТВЭЛов для реакторов PWR и BWR от суточной производительности завода: 1 — ТВЭЛы PWR диаметром 10,9 мм; 2 — ТВЭЛы BWR диаметром 12,5 мм

Затраты на изготовление ТВЭЛов разделяются на постоянные, не зависящие от объема производства, и переменные, т.е. пропорциональные выпуску продукции. Постоянные затраты состоят из амортизационных отчислений и других затрат, прямо не связанных с объемом производства. Переменные включают в себя затраты на материалы, реактивы, энергию и т.п., пропорциональные объему выпуска.

Для завода проектной мощностью 260 т/год при работе на полной загрузке постоянные затраты составляют около 40%. Если предприятие работает на мощности, равной 50% проектной, то увеличение стоимости изготовления ТВЭЛов составит 40%. Стоимость изготовления ТВЭЛов существенно зависит от среднегодового коэффициента использования мощности предприятия.

При снижении годовой загрузки предприятия увеличивается относительная доля постоянных затрат в стоимости изготовления топлива.

### **§ 5.7. Использование ядерного топлива в реакторе АЭС**

Центральным этапом ЯТЦ является использование ядерного топлива в реакторе АЭС для производства тепловой энергии. Как энергетический аппарат ядерный реактор является генератором тепловой энергии определенных параметров, получаемой за счет деления ядер урана и образуемого в реакторе вторичного топливного элемента плутония (рис. 5.15).

Эффективность преобразования тепловой энергии в электрическую определяется степенью совершенства теплогидравлической и электрической схем АЭС. Особенности сгорания ядерного топлива в активной зоне реактора, определяют специфику ядерной энергетики, условия эксплуатации АЭС, экономические показатели, влияние на окружающую среду, социальные и экономические последствия. Эффективность использования ядерного топлива на АЭС с реакторами на тепловых нейтронах характеризуется величиной среднегодовой энергосвязки на 1 т (или 1 кг) загруженного и отработавшего в реакторе топлива – средней глубиной его выгорания (ее размерность – МВт·сут/т). На рис. 5.16 приведен типичный график процесса выгорания.

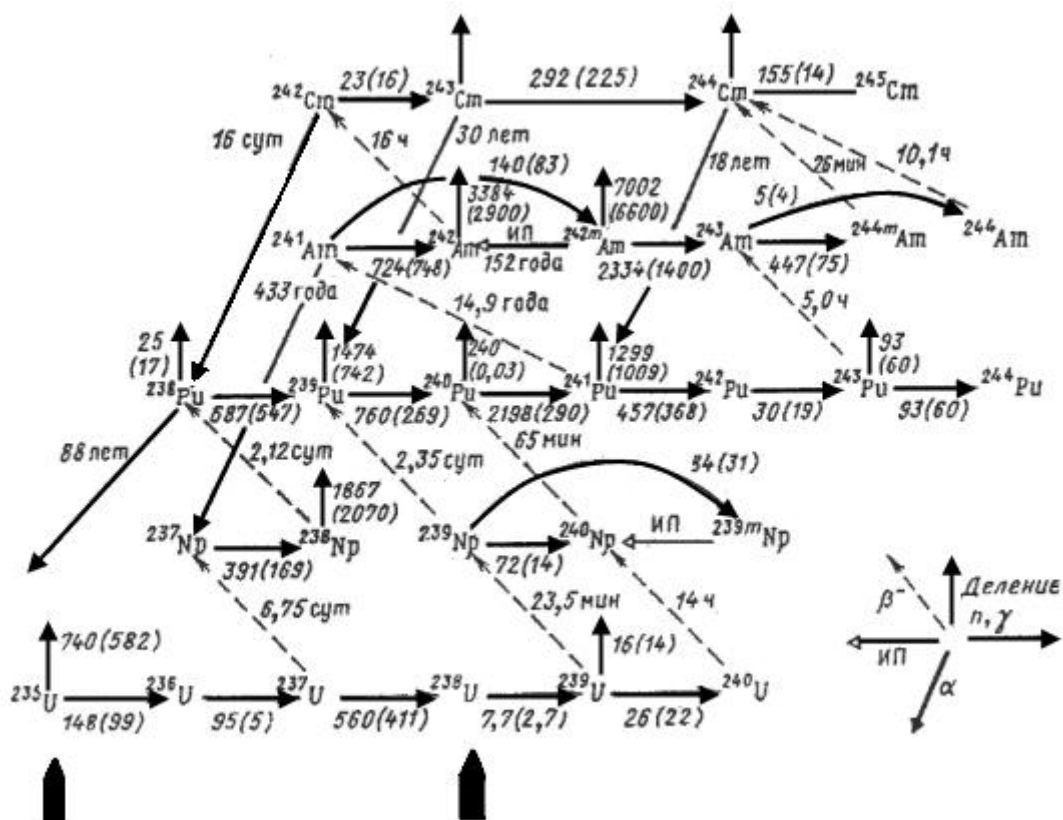


Рис. 5.15. Ядерные реакции при делении урана. Цифры вдоль линий реакции – период полураспада или эффективное сечение (в барнах) для типичного энергетического реактора типа LWR, в скобках указаны сечения реакций на тепловых нейтронах (0,025 эВ)

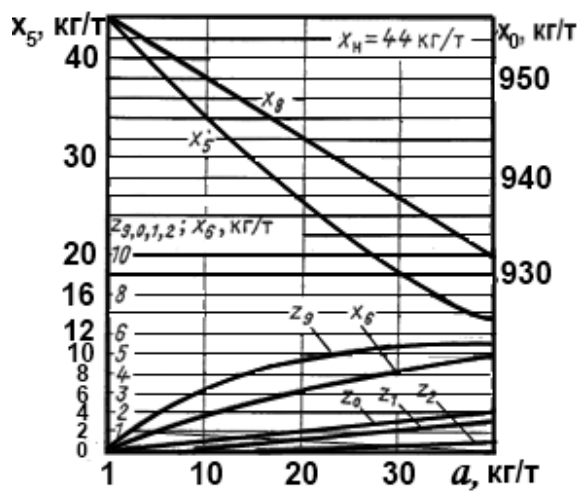


Рис. 5.16. График изменения нуклидного состава обогащенного уранового топлива в водо-водяном реакторе при глубине выгорания до  $40 \cdot 10^3$  МВт·сут/т:  $x_5$ ,  $x_6$ ,  $x_8$  – концентрация  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$  в топливе;  $z_9$ ,  $z_0$ ,  $z_1$ ,  $z_2$  – концентрация  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$  в топливе;  $x_n$  – начальное обогащение топлива;  $a$  – средняя глубина выгорания

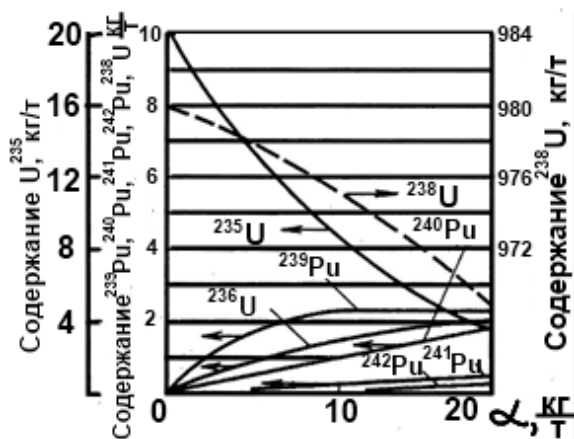


Рис. 5.17. Изменение нуклидного состава оксидного уранового топлива в водографитовом кипящем канальном реакторе на тепловых нейтронах ( $\kappa=2\%$ ) в зависимости от средней глубины выгорания  $a$



нейтронов. Расчетная оценка вклада делящихся изотопов плутония ( $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$ ) в суммарную энерговыработку ядерного реактора ВВЭР-1000 составляет более 33%. Этот процесс имеет место и в других реакторах на тепловых нейтронах. Вклад плутония в деление и энерговыработку тем больше, чем выше коэффициент воспроизводства (КВ) плутония и чем больше средняя глубина выгорания топлива.

Существенное значение для технических и экономических расчетов и оценок в ядерной энергетике имеет величина накопления в отработавшем топливе изотопов плутония. Они после извлечения из отработавшего топлива при химической переработке также являются товарной продукцией АЭС.

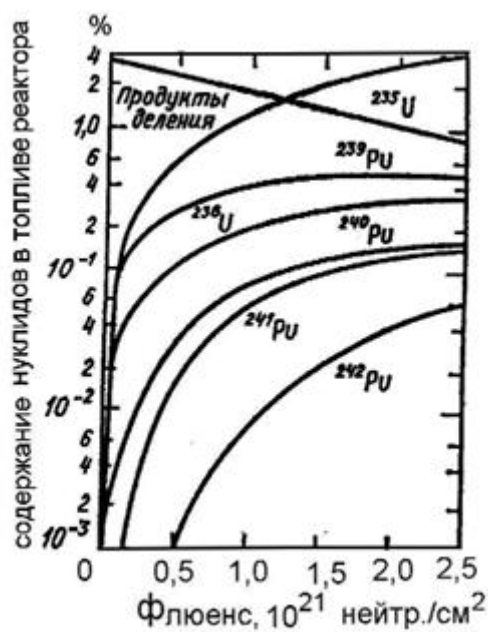


Рис. 5.19. Зависимость нуклидного состава облученного уранового топлива реактора РВР от флюенса тепловых нейтронов (при начальном обогащении 3,44%)

Отношение массы  $z^*$  всех или только делящихся тепловыми нейтронами  $z$  изотопов накопленного в отработавшем топливе плутония к массе  $\alpha$  разделившихся ядер, содержащихся в 1 т отработавшего топлива, принято называть коэффициентом накопления плутония (КН):

$$\text{КН} = z/\alpha; \quad \text{КН}^* = z^*/\alpha,$$

где  $z^*$  — масса всех изотопов накопленного в отработавшем топливе плутония (включая убыль  $^{235}\text{U}$  за счет превращения в  $^{236}\text{U}$  без деления).

Для ориентировочного расчета КН можно использовать графики изменения нуклидного состава топлива (см. рис. 5.16 и 5.17), построенные на основе ядерно-физических расчетов. Увеличение средней глубины выгорания сопровождается (табл. 5.14) уменьшением количества плутония в отработавшем топливе, но увеличением его доли в общей энерговыработке реактора. Эта доля тем выше, чем больше значение интегрального КВ (отношения количества образующихся делящихся нуклидов к количеству разделившихся).

**Таблица 5.14. Выгорание топлива и накопление плутония в реакторах на тепловых нейтронах**

Реактор	Средняя глубина выгорания топлива, кг	Содержание $^{235}\text{U}$ , кг/т		Содержание накопительных изотопов плутония, кг/т		Коэффициент накопления плутония КН в отработавшем топливе
		$\chi_n$	$\chi_k$	Всех	Делящихся	
PWR	30–33	33	8–11	10–10,5	7,2–7,4	0,20–0,24
ВВЭР	42–43	44	12	10,5	7,4–7,1	0,17–0,18
Тяжеловодный (типа CANDU)	9–10	7,1	4	4,4	3,2	0,32–0,36
Высокотемпературный газографитовый	60	52	10	8,7	5,8	0,10

При анализе материального баланса  $^{235}\text{U}$  в ядерном топливе необходимо учитывать его необратимые потери в активной зоне реакторов, вызванные захватом нейтронов изотопом  $^{235}\text{U}$  без деления по реакции:  $^{235}\text{U} + n \rightarrow ^{236}\text{U} + \gamma$ .

Существенная часть  $^{235}\text{U}$  не делится, а превращается в искусственный неделающийся радиоактивный изотоп  $^{236}\text{U}$ . Вероятность образования  $^{236}\text{U}$  из  $^{235}\text{U}$  равна отношению сечения радиационного захвата нейтрона изотопом  $^{235}\text{U}$  ( $\sigma_{\text{пг}}=98,36$  для  $E_n=0,0253$  эВ) к сумме сечений радиационного захвата и деления ( $\sigma \sim 580$  барн). Таким образом, в балансе загруженного в активную зону реактора  $^{235}\text{U}$  нужно учитывать не только расход ядер  $^{235}\text{U}$  в процессе его деления, но и убыль ( $\sim 15\%$ ) ядер  $^{235}\text{U}$ , необратимо потерянных на образование  $^{236}\text{U}$ .

На рис. 5.20 приведен уровень накопления  $^{236}\text{U}$  в водо-водяном реакторе современной АЭС при различном начальном обогащении топлива в зависимости от глубины его выгорания.

В свою очередь образование  $^{236}\text{U}$  приводит к его расходу в процессе образования новых элементов  $^{237}\text{Np}$  и  $^{238}\text{Pu}$  (см. рис. 5.15). Зависимости на рис. 5.20 учитывают этот процесс.

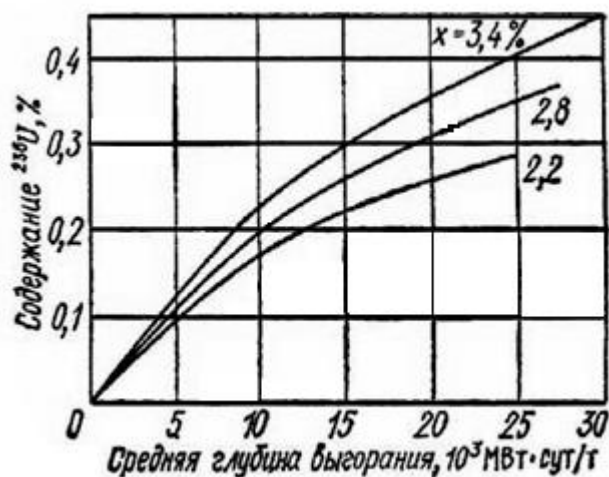


Рис. 5.20. Зависимость содержания  $^{236}\text{U}$  в топливе от глубины его выгорания при различном начальном обогащении топлива

При глубине выгорания  $30 \cdot 10^3$  МВт·сут/т в реакторах на тепловых нейтронах образуется 0,35–0,40%  $^{236}\text{U}$  при обогащении топлива ~3,4%  $^{235}\text{U}$ .

При содержании в активной зоне ВВР 0,12%  $^{236}\text{U}$  потеря достижимой глубины выгорания составит  $10^3$  МВт·сут/т, при 0,4%  $^{236}\text{U}$  –  $2,5 \cdot 10^3$  МВт·сут/т, при 1%  $^{236}\text{U}$  –  $5 \cdot 10^3$  МВт·сут/т.

В существующих легководных реакторах для компенсации отрицательного влияния  $^{236}\text{U}$  и получения заданных энергетических характеристик необходимо повысить начальное обогащение топлива  $^{235}\text{U}$ , что увеличивает стоимость ЯТЦ.

Использование ядерного топлива в реакторах АЭС включает следующие основные операции:

- выгрузку, приемку и хранение на складе ТВС свежего топлива, поступившего от завода-поставщика;
- комплектование ТВС для загрузки в реактор вместе со стержнями СУЗ;
- загрузку ТВС в активную зону реактора (начальную или в порядке периодической и частичной перегрузки);
- эффективное использование топлива в активной зоне реактора (получение

заданной выработки в реакторе тепловой энергии).

Отработавшее в реакторе ядерное топливо перегружается в бассейн выдержки, размещенный в реакторном зале, и находится в нем в течение нескольких лет. Такая длительная выдержка позволяет существенно снизить начальную радиоактивность и остаточное тепловыделение ТВС, отбраковать негерметичные сборки и ТВЭЛы, чтобы облегчить задачу транспортирования отработавшего топлива с территории АЭС (табл. 5.15).

Из бассейнов выдержки отработавшее топливо перегружается в транспортные контейнеры, установленные на специальных железнодорожных платформах или на других транспортных средствах. Этой операцией завершается на АЭС самая продолжительная – центральная – стадия ЯТЦ.

Некоторые АЭС располагают долговременным буферным хранилищем отработавшего топлива или могут содержать отработавшие ТВС в специальных контейнерах, приспособленных для сухого долговременного хранения.

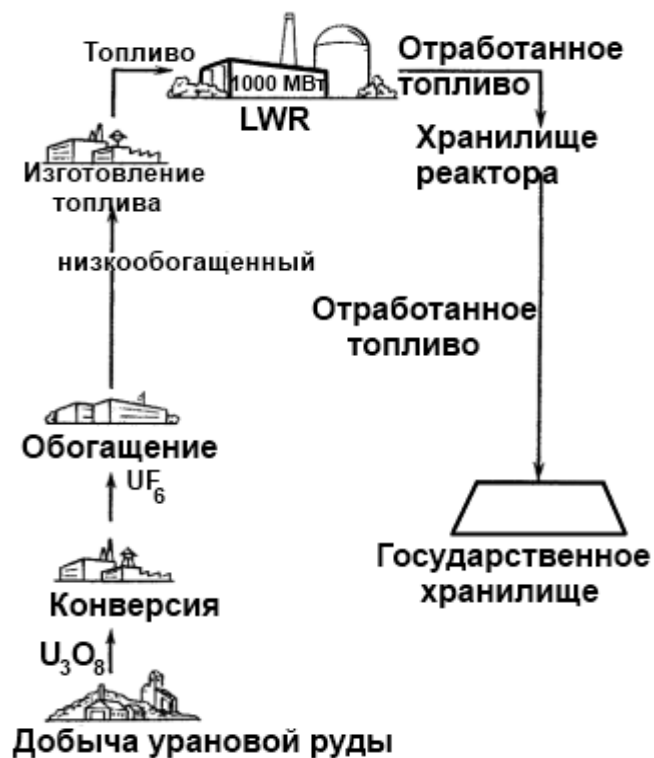
**Таблица 5.15. Изменение удельной активности и тепловыделения в 1 т выгруженно-го из ВВЭР отработавшего топлива при средней глубине выгорания  $33 \cdot 10^3$  МВт·сут/т**

Выдержка, год	Мощность тепловыделения, кВт/т	Активность, $10^4$ Ки/т
1	10	2,3
2	4,7	1,3
5	1,2	0,5
10	1,0	0,32

## § 5.8. Проблемы топливного цикла

Существует ряд видов топливного цикла в зависимости от типа загружаемого реактора и от того, что происходит с отработанным топливом, выгруженным из реактора. На рис. 5.21 показана схема открытого (разомкнутого) топливного цикла. Отработанное топливо хранится неопределенно длительное время в водном бассейне выдержки на территории АЭС. В связи с этим необходимо обеспечить безопасность при работе с ним, упаковке и пересылке отработанного топлива в постоянное место хранения при использовании государственных хранилищ. В этом цикле не проводится процесс восстановления или обогащения делящихся материалов, находящихся в выгоревшем топливе.





*Рис. 5.21. Схема открытого топливного цикла*

На рис. 5.22 показан цикл, в котором отработанное топливо обрабатывается таким образом, чтобы восстановить только уран.

Плутоний и трансурановые элементы в данном цикле рассматриваются как высокоактивные отходы (ВАО).

Уран доставляется обратно на обогатительный завод для того, чтобы увеличить процент обогащения от 0,8 до 3%, что достаточно для повторного его использования в качестве топлива для ВВР. «Отходы» требуют должного обращения, упаковки и транспортировки в место постоянного хранения. Более полный топливный цикл показан на рисунке 5.23.

Здесь, кроме урана, извлекается также плутоний. Поскольку плутоний является делящимся материалом, его можно использовать в качестве топлива.

Оксид плутония, смешанный с оксидом урана, можно использовать повторно в цикле ВВР. Эта топливная смесь, использованная в опытных сборках в целом ряде коммерческих реакторов, продемонстрировала успешное ее применение в качестве топлива для ВВР.

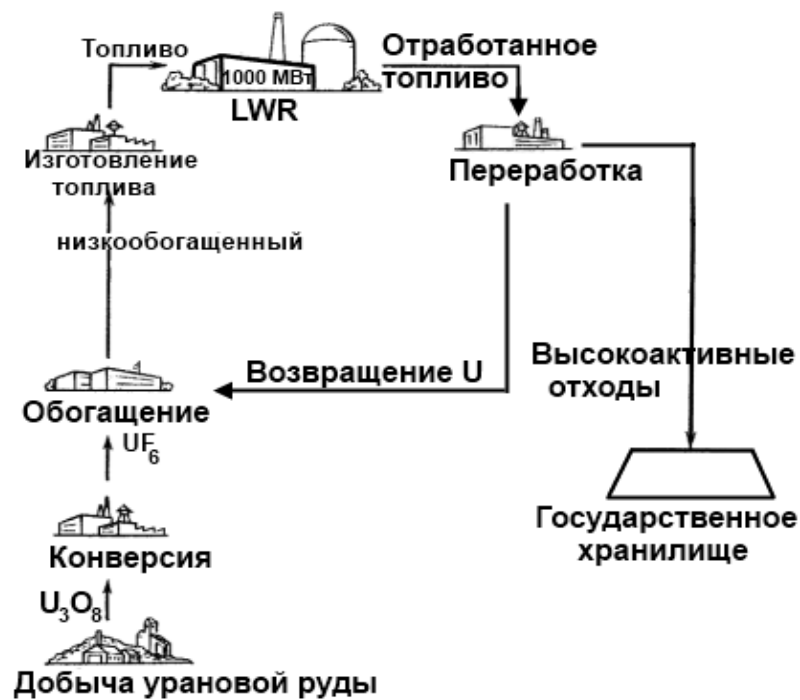


Рис. 5.22. Топливный цикл с использованием урана, выделенного из отработанного топлива



Рис. 5.23. Топливный цикл с использованием урана и плутония, выделенных из отработанного топлива

Однако повторный цикл с плутонием не приобрел коммерческого применения из-за ряда помех и ограничений. Большой интерес к рециклу плутония проявили в Японии и Германии. В Японии главным мотивом было обеспечение независимости получения топлива для атомных электростанций. В Германии этим хотели воспользоваться для значительного упрощения удаления высокоактивных отходов.

Также возможно объединение ВВР и быстрых реакторов, основанное на третьем варианте топливного цикла.

Плутоний, получаемый из отработанного топлива, может быть использован в качестве первой топливной загрузки быстрого реактора. Это самое эффективное использование плутония, так как его лучшие качества проявляются в быстрой части спектра нейтронов. Данное направление используется во Франции.

Плутоний, получаемый на перерабатывающих заводах Франции, накапливается для последующего его использования в программе развития быстрых реакторов. Реактор на быстрых нейтронах требует своего собственного топливного цикла, со своей спецификой и особенностями. Эта специфика обуславливается глубоким выгоранием топлива в бридере (в 3 раза и более большим, чем в ВВР). Другой цикл основан на использовании тория, который, хотя и не является делящимся материалом, но превращается в реакторе в  $^{233}\text{U}$ . Торий применялся в демонстрационных атомных станциях с реактором ВВР («Indian Point 1» и «Shippingport»), но ториевый цикл не получил промышленного развития. Ториевый цикл используется в высокотемпературных газовых реакторах (в которых топливо заключено в матрицу из графита).

В настоящее время в связи с интенсификацией работ по совершенствованию реакторов и АЭС в целом изменяются позиции многих стран в отношении выбора типа ЯТЦ. Все больше разработчиков склоняются к выбору замкнутого (закрытого) топливного цикла. С другой стороны, в одном из докладов на конференции МАГАТЭ, проведенной в сентябре 2004 года, где анализировалась ситуация с выбором типа ЯТЦ с учетом растущего спроса на энергию, утверждается, что открытый, или однократный, топливный цикл обладает значительны-

ми преимуществами по сравнению с закрытым циклом в отношении расходов на производство, проблемы нераспространения и безопасности эксплуатации топливного цикла. Согласно докладу, в мире достаточно природной урановой руды для того, чтобы обеспечить ввод в строй 1000 новых реакторов в течение ближайших пятидесяти лет. Метод «однократного» использования ядерного топлива останется относительно дешевым и безопасным до тех пор, пока месторождения урановой руды не будут исчерпаны и атомные державы не начнут перерабатывать накопившееся ОЯТ для получения плутония – не встречающегося в природе, искусственного побочного продукта сжигания урана. При этом не анализируется ситуация со стоимостью операций по захоронению ОЯТ и РАО. Однако по мере истощения запасов урановой руды затратность эксплуатации открытого топливного цикла – противоположности закрытого цикла – может возрасти. Тем не менее, во избежание неисчислимых рисков, связанных с использованием закрытого цикла, специалисты рекомендуют правительствам и руководителям атомной промышленности ядерных держав продолжать эксплуатацию открытого цикла в предпочтении закрытому циклу из-за высокой стоимости процесса переработки ОЯТ и разработок в области новых термо-ядерных реакторов. Авторы доклада настоятельно советуют направить исследования и разработки в области топливного цикла в сторону развития технологий, которые не будут в ходе нормальной операции, то есть операции по мирному применению ядерной энергии, приводить к производству пригодных в вооружениях материалов, включающих уран, расщепляющиеся материалы (такие как плутоний) и малые актиниды. Практика закрытого топливного цикла, осуществляемая в настоящее время в Западной Европе и Японии, не удовлетворяет этому критерию, указывается в докладе. Поэтому, говорят его авторы, анализ топливного цикла, исследования, разработки и испытания должны включать в себя четкую оценку возможного риска распространения ядерных материалов и мероприятий, необходимые для минимизации этого риска.

Если все же наиболее вероятным прогнозом будущего ядерной энергетики окажется глобальный рост атомной промышленности, основанной на открытом

топливном цикле, тогда, говорят авторы доклада, уже в течение ближайших десяти лет необходимо ввести в действие международные соглашения по хранению отработанного топлива, которые должны в значительной степени сократить потенциальный риск ядерного распространения.

В будущей большой ядерной энергетике на быстрых нейтронах в зоне ядерных реакций должно осуществляться не только деление актиноидов, но и наработка из сырьевого ядерного горючего урана-238 изотопов плутония – прекрасного ядерного горючего.

При коэффициенте воспроизводства выше 1 в выгружаемом ядерном горючем можно получить больше плутония, чем его сгорело. Выгружаемое ядерное топливо из быстрых ядерных реакторов должно поступить на радиохимический завод, где его избавят от продуктов деления, поглощающих нейтроны. Затем топливо, состоящее из урана-238 и актиноидов (Pu, Np, Cm, Am), достаточных для осуществления цепной ядерной реакции, вместе с добавкой из обедненного урана снова загружается в активную зону ядерно-энергетической установки.

В ядерном реакторе на быстрых нейтронах при радиохимической переработке можно сжечь практически весь уран-238.

В настоящее время отработавшее ядерное топливо с четырех российских АЭС (Ново-Воронежской, Балаковской, Калининской, Ростовской), трёх украинских (Южно-Украинской, Хмельницкой, Ровенской) и АЭС «Козлодуй» (Болгария) поступает на хранение в «мокрое» хранилище завода РТ-2 по регенерации ОЯТ на территории ФГУП ГХК г. Железногорска (Россия) (вклейка 1, рис. 125, 126).

Вспомним, что Железногорск (Восточная контора, Красноярск-26, комбинат № 815, п/я 9, Соцгород, Девятка, Додоново, Атомград и Заключинск) – один из самых засекреченных объектов. 60 лет назад на берегу Енисея была огорожена тайга площадью в 130 квадратных километров, больше Москвы.

В 1958 году, когда был запущен первый реактор ГХК, общее энерговыделение ядерных зарядов США составляло 20,5 тысячи мегатонн – это миллион

бомб, сброшенных на Хиросиму. У СССР не было даже 1 тысячи мегатонн, то есть более чем в 20 раз меньше.

За все годы по оценкам экспертов США произвели 100 тонн оружейного плутония и 650 тонн оружейного урана, СССР 150 тонн и 1400 тонн соответственно. На подземном заводе в Железногорске с 1960-х годов работали три уран-графитовых реактора конструкции Н. Доллежала. В 1992 года два реактора заглушили.

Горнохимическому комбинату необходим Енисей, потому что воду для охлаждения берут из реки, потом сбрасывают обратно. По радиоактивному следу в водах Северного Ледовитого океана в 1960-х годах США вычислили Железногорск, назвав «Додоновскими реакторами» (вклейка 1, рис. 127).

По проекту «мокрое» хранилище завода РТ-2 по регенерации ОЯТ на территории ФГУП ГХК г. Железногорска рассчитано на 6000 тонн, предполагается уплотнить его с возможностью размещения 8600 тонн ОЯТ.

Облученные тепловыделяющие сборки (ОТВС) хранятся под слоем воды не менее 2,5 метров над сборкой, что обеспечивает надежную защиту персонала от всех видов радиоактивного облучения. После выдержки отработавшего ядерного топлива в мокром хранилище его будут размещать уже в сухом хранилище ОЯТ (ХОТ-2) общей емкостью 38000 тонн (из них 27000 тонн для хранения ОТВС реакторов РБМК-1000, 11000 тонн – для ОТВС реакторов ВВЭР-1000). Комплекс хранилища ХОТ-2 обеспечит безопасное долговременное хранение ОЯТ реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000 и передачу его в дальнейшем на радиохимическую переработку или подземную изоляцию. По мнению многих исследователей, в большой ядерной энергетике будут преобладать ядерные реакторы на быстрых нейтронах. Топливо, выгружаемое из этих реакторов, содержит большое количество изотопов актиноидов (Pu, Np, Cm, Am), для него характерна большая глубина выгорания, а значит, на единицу массы ядерного топлива будет больше продуктов деления.

В ближайшее время предстоит создать радиохимические технологии, обеспечивающие:

- ядерную безопасность с учетом значительно большего количества малых актиноидов со своими критическими массами;
- глубокую очистку продуктов деления от актиноидов; максимальное снижение массы технологических отходов;
- более совершенную очистку газов, возникающих при радиохимической переработке, от йода, трития, криптона, радиоактивных аэрозолей;
- возможность использования материалов, находившихся в зоне ядерных реакций и состоящих из ценных металлов (Ni, Cr, Nb, Mo, Ti, W, V), с наведенной активностью;
- радиохимическую переработку ОЯТ, конкурентоспособную по сравнению с добычей природного урана для будущей энергетики.

### Вклейка 1

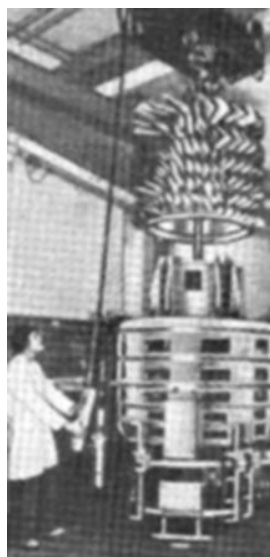


*Рис. 116. Установка контейнера с ОЯТ на площадке СХОЯТ Запорожской АЭС*



*Рис. 117. Общий вид газодиффузионного завода фирмы «Евродиф» и АЭС в Трикастене (Франция): 1 – здания завода; 2 – градирни; 3 – турбинный зал АЭС; 4 – реакторы АЭС*





*Рис. 118. Установка ротора осевого компрессора (3500 кВт) в сборку корпуса статора*



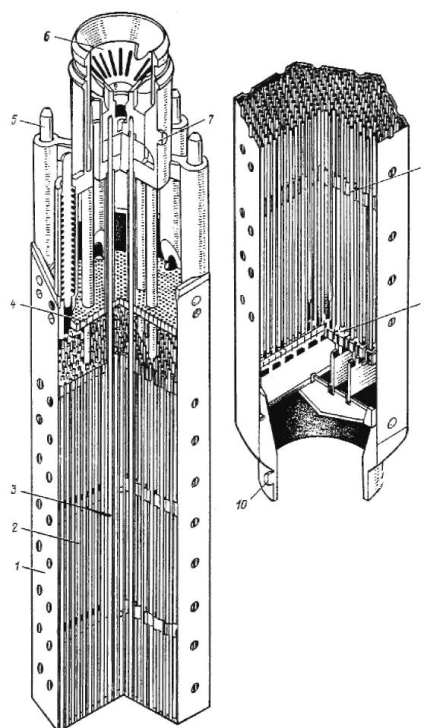
*Рис. 119. Ротор осевого сверхзвукового компрессора диффузионной ступени*



*Рис. 120. Компрессорные агрегаты (600, 1500 и 3500 кВт) трех диффузионных ступеней завода фирмы «Евродиф»*



*Рис. 121. Бак-делитель диффузионной ступени завода фирмы «Евродиф» при Транспортировании*



*Рис. 122. ТВС активной зоны головного реактора ВВЭР-1000 (для серийных блоков применяются ТВС без кожухов): 1 – шестигранный циркониевый кожух; 2 – ТВЭЛ; 3 – поглощающий стержень СУЗ; 4 – верхняя решетка ТВС; 5 – штырь; 6 – верхняя головка ТВС; 7 – отверстия для контровки; 8 – дистанционирующая решетка; 9 – нижняя решетка ТВС; 10 – отверстие*

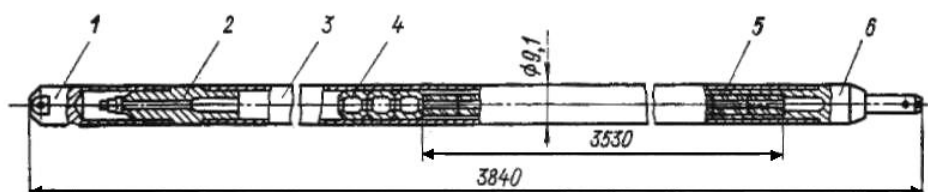


Рис. 123. ТВЭЛ реактора ВВЭР-100: 1 – нижний наконечник; 2 – промежуточная заглушка; 3 – оболочка ТВЭЛа; 4 – распорные втулки-фиксаторы; 5 – таблетки; 6 – верхний наконечник

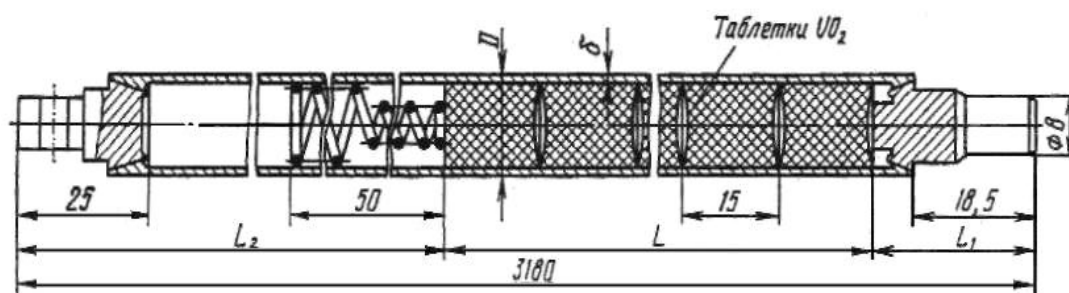


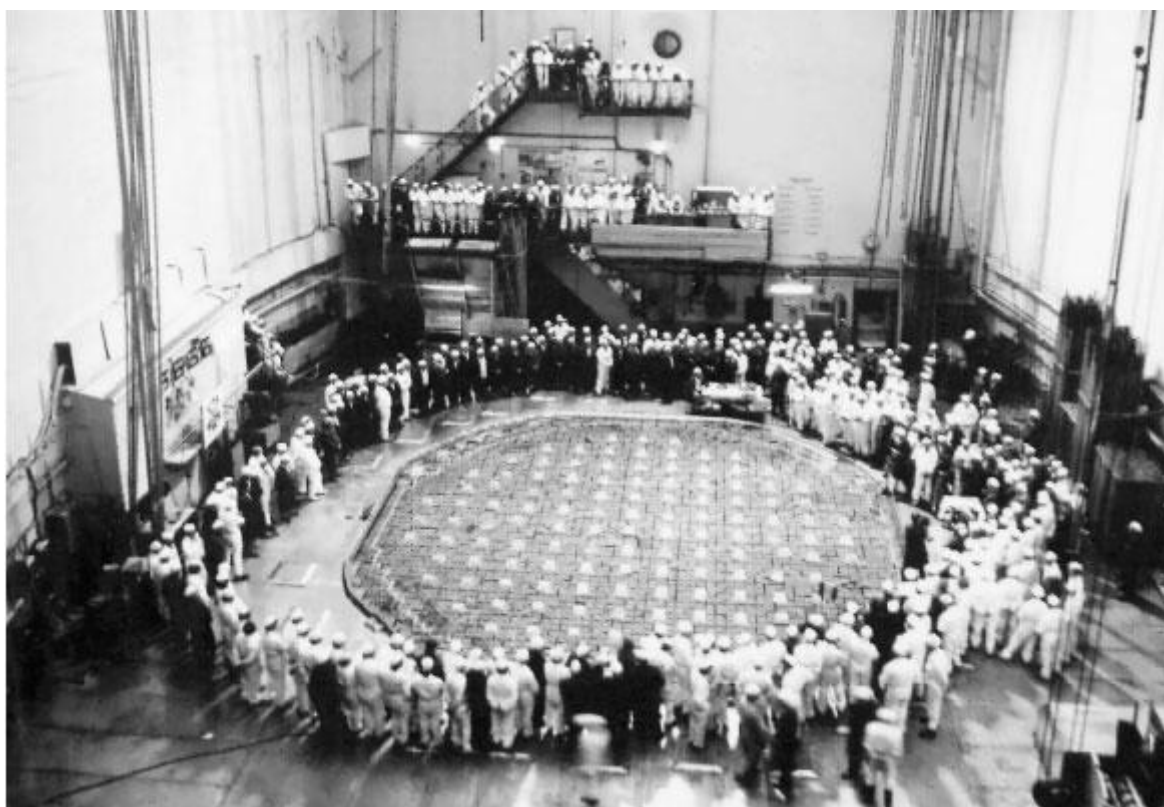
Рис. 124. ТВЭЛ реактора АСТ-500 (размеры, мм:  $L=3000$ ;  $L_1=24$ ;  $L_2=156$ ;  $D=13.6$ ;  $\delta=0.95$ ; обогащение урана: 1.0; 1.6; 2%)



Рис. 125. Разгрузка вагона с ОЯТ в хранилище Железногорского ГХК



*Рис. 126. Обицїй вид хранилища ОЯТ ФГУП ГХК г. Железногорска (на переднем плане – узел перегрузки)*



*Рис. 127. Один из Додоновских реакторов заглушен*

## ЛИТЕРАТУРА

1. Дементьев Б. А. Ядерные энергетические реакторы / Б. А. Дементьев. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 352 с.
2. Избранные труды Международной конференции «Ядерные аварии и будущее энергетики. Уроки Чернобыля». 15–17 апреля 1991 г, Париж. Издание ЯО СССР. 1992.
3. Международная кооперация в ядерном развитии: материалы 6-й международной конференции, 3–7 июля 1995 г. // Атомная энергия. – К., 1995. – Вып. 78. № 4. – С. 237 – 296.
4. Махова В. А. Реорганизация атомной промышленности Франции / В. А. Махова, Н. М. Колесникова, Л. Б. Приображенская. // Атомная техника за рубежом. – 2003. – № 1. – С. 15 – 17.
5. Нигматулин И. Н. Ядерные энергетические установки / И. Н. Нигматулин, Б. И. Нигматулин. – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 168 с.
6. Подготовка облученного ядерного топлива к химической переработке / А. Т. Агинков, Э. А. Ненарокомов, В. Ф. Савельев, А. Б. Ястребов. – М. : Энергоатомиздат, 1982. – 128 с.



## Сведения об авторах



**Азаренков Николай Алексеевич** – Академик НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Заслуженный деятель науки и техники Украины. Научные интересы - физика плазмы и конденсированных сред.



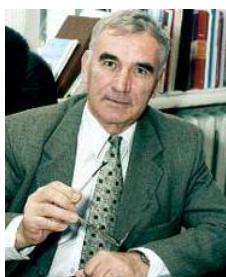
**Булавин Леонид Анатольевич** – Академик НАН Украины, академик АН ВШ Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научную школу нейтронной спектроскопии конденсированных сред. Член ассоциации деканов Европы. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



**Залюбовский Илья Иванович** – Член-корреспондент НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научную школу ядерной физики. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



**Кириченко Валерий Григорьевич** – кандидат физико-математических наук, доцент. Научные интересы – физика твердого тела, физика сверхтонких взаимодействий, радиационное материаловедение.



**Неклюдов Иван Матвеевич** – Академик НАНУ, академик-секретарь Отделения ядерной физики и энергетики НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научные школы физики радиационных явлений, физики прочности и пластичности материалов, радиационного материаловедения и физики твердого тела. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



**Шиляев Борис Александрович** – кандидат технических наук, ведущий научный сотрудник ННЦ «ХФТИ». Научные интересы – физика радиационных явлений.